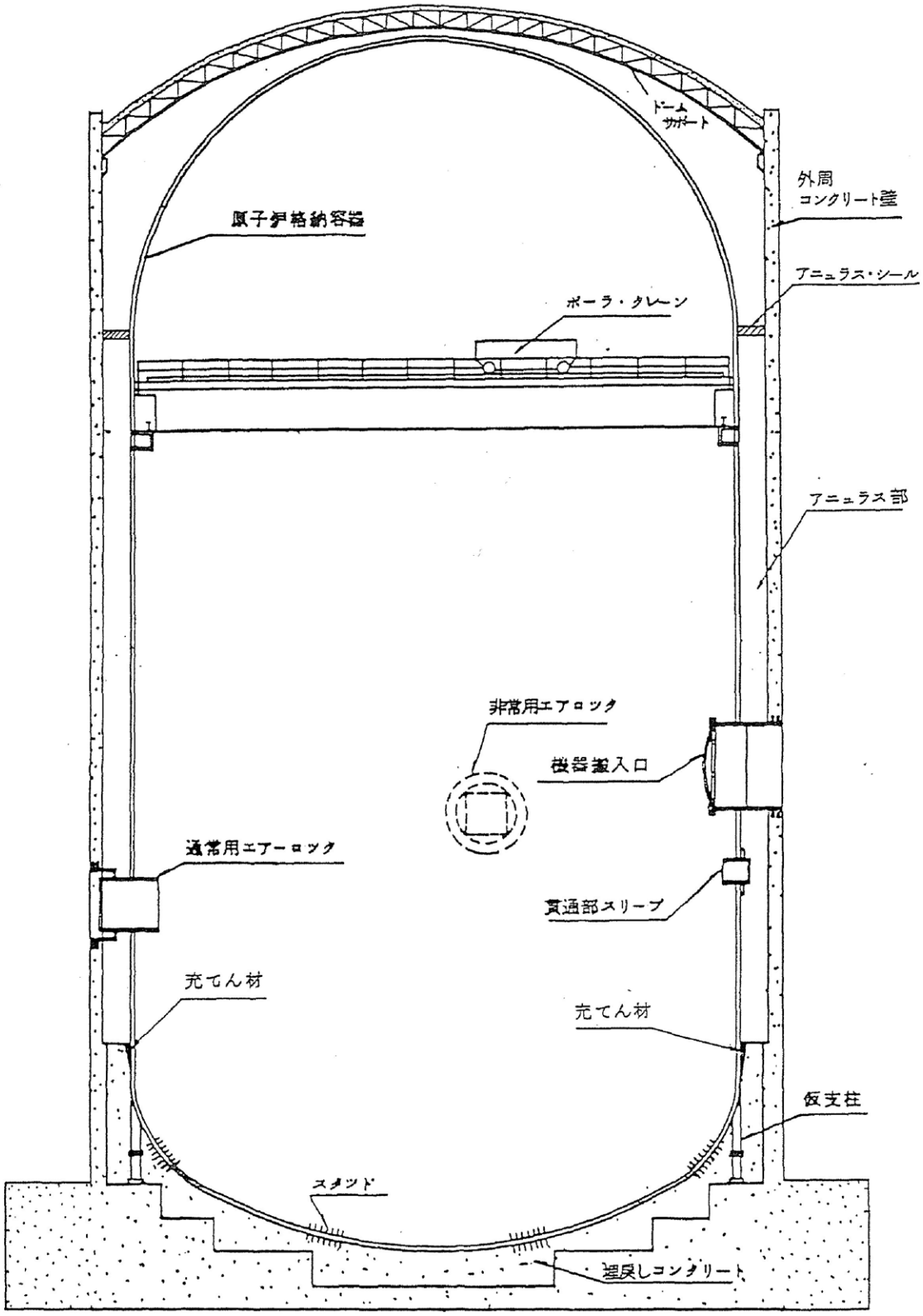
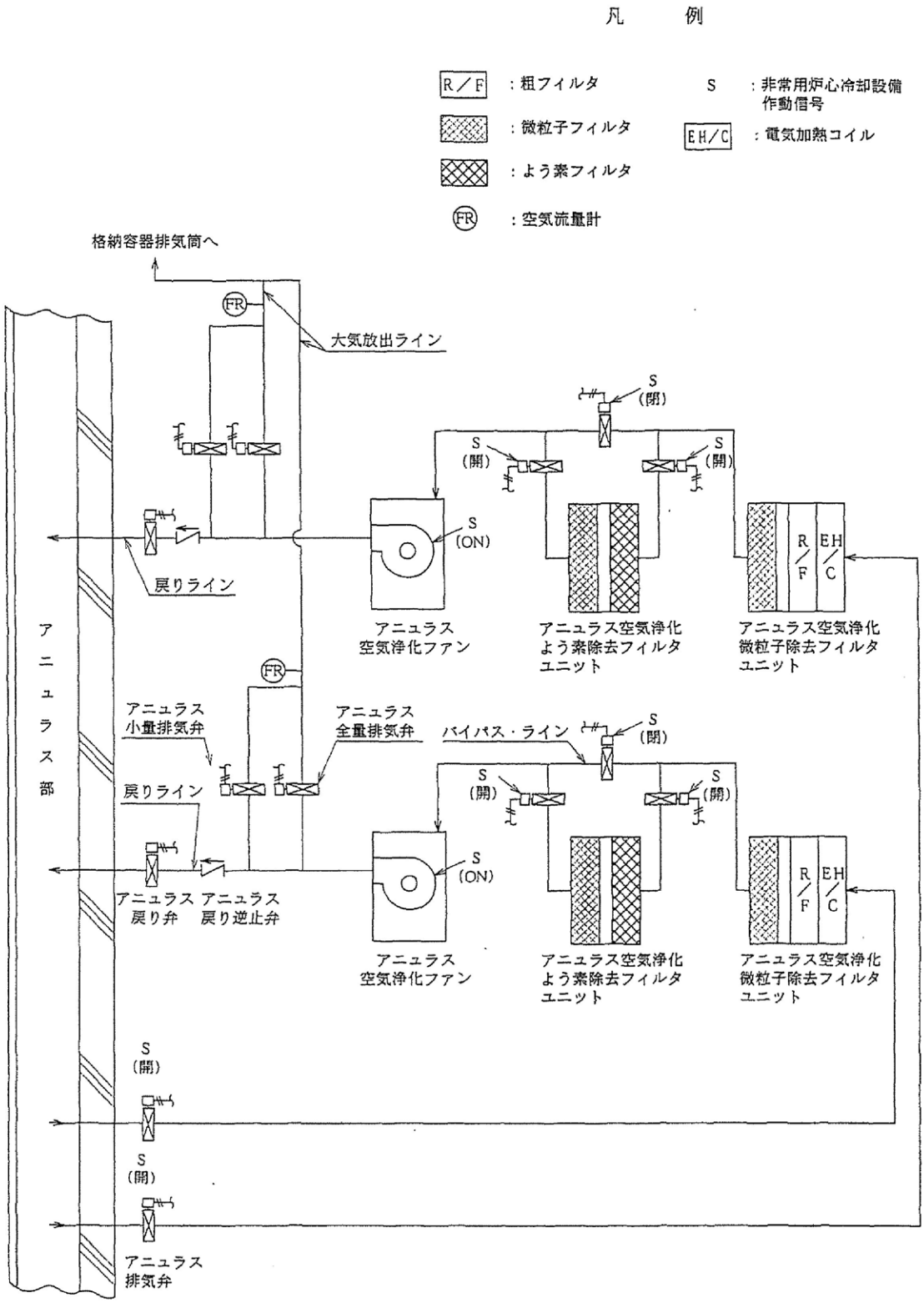
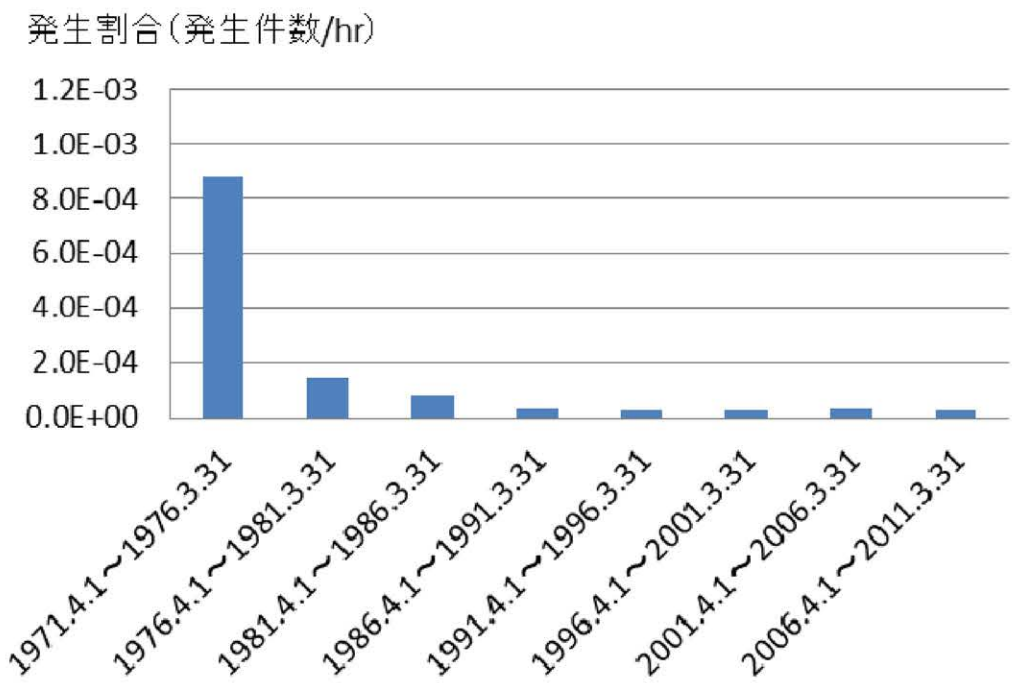


第1.1.1.a-16図　原子炉格納施設の構造概要図



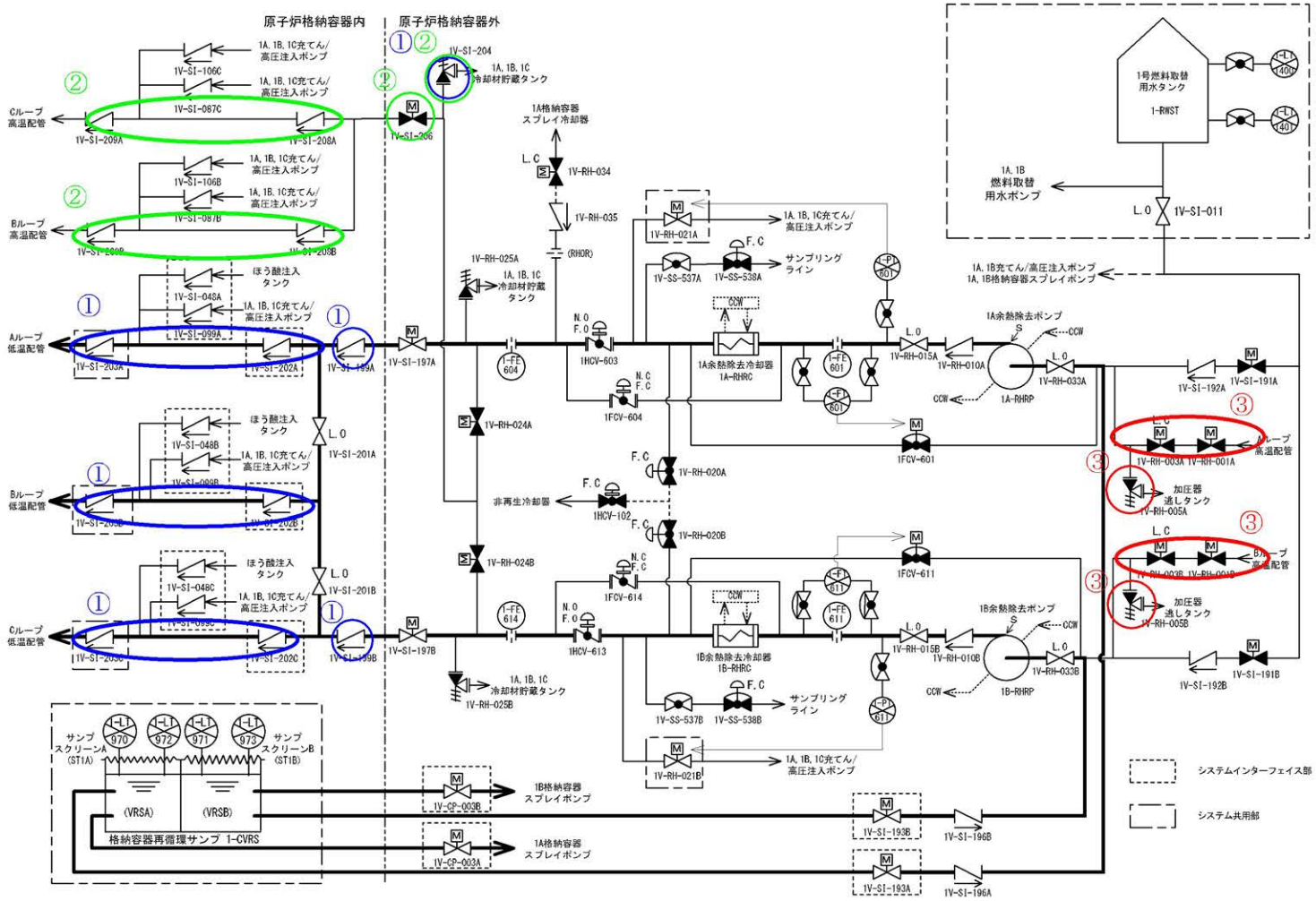
第1.1.1.a-17図　アニュラス空気浄化設備系統図



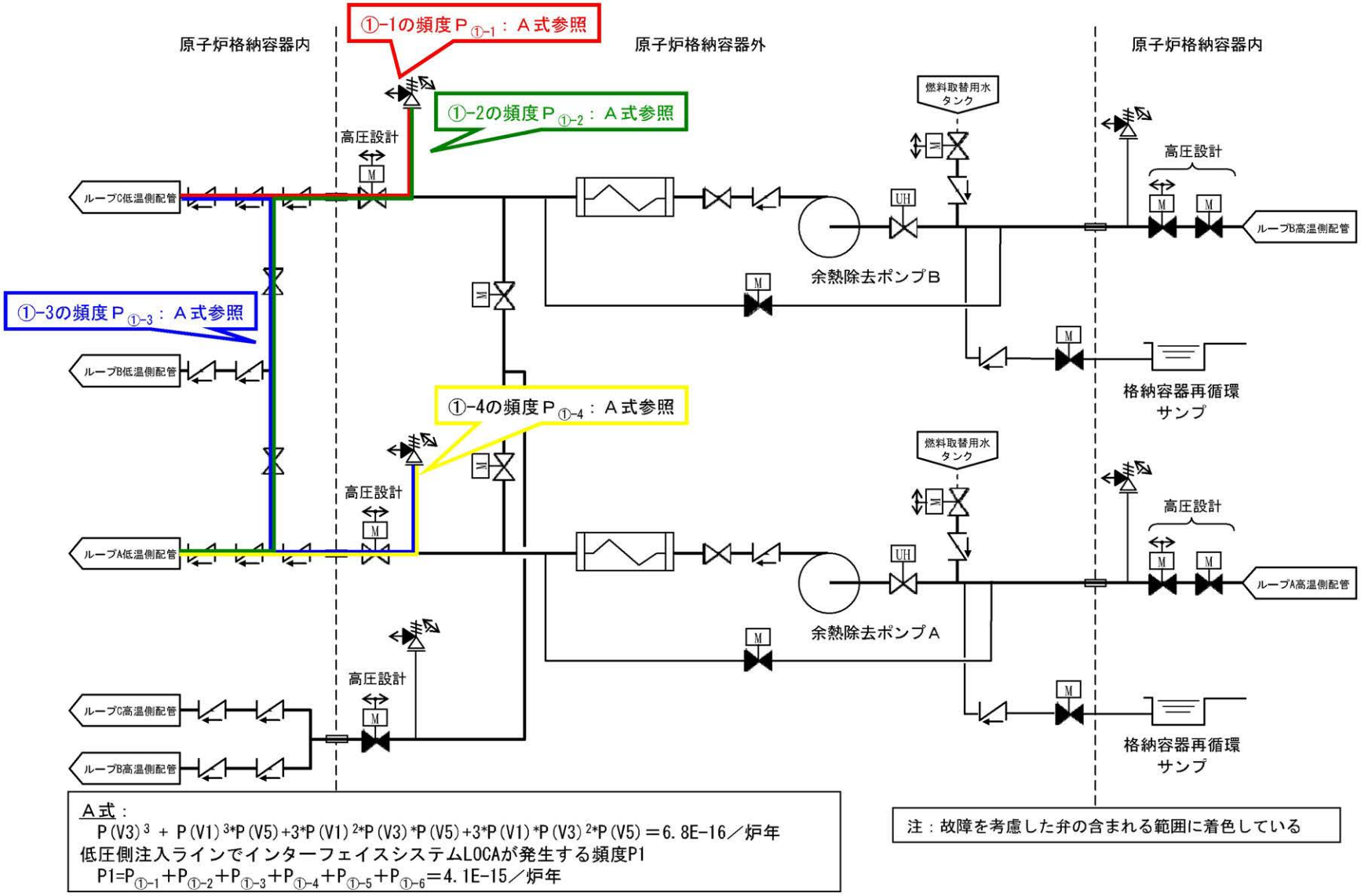
○起因事象データの収集期間の設定については、日本原子力学会標準 AESJ-SC-RK001:201 「原子力発電所の確率論的安全評価用のパラメータ推定に関する実施基準：2010」D.3.1項（NUREG/CR-6823 「Handbook of Parameter Estimation for Probabilistic Risk Assessment」 5.1.2項の転載）に基づいて行っている。
○上記図書によると、起因事象データの収集期間の設定は、一般的にはプラントの全運転年数のデータを考慮すべきであるが、プラントの起因事象の発生年数はプラントの設計及び運転の改良によって時間とともに減少することから、データには直近の運転経験を反映させることが望ましく、近年の運転データのみを考慮するのがよいとされている。
○事象整理の結果から、1976年4月以前における起因事象発生件数はその他の期間から明らかに突出しており、起因事象データの収集期間として近年の運転状況を反映するのに適切ではないと考え除外している。なお、この期間に発生している起因事象としては、下表に示すように常用系の故障による手動停止や過渡事象が大半を占めている。

	主給水流量喪失	外部電源喪失	蒸気発生器 伝熱管破損	過渡事象	手動停止
1970.11.28～1976.3.31	2	0	0	8	34

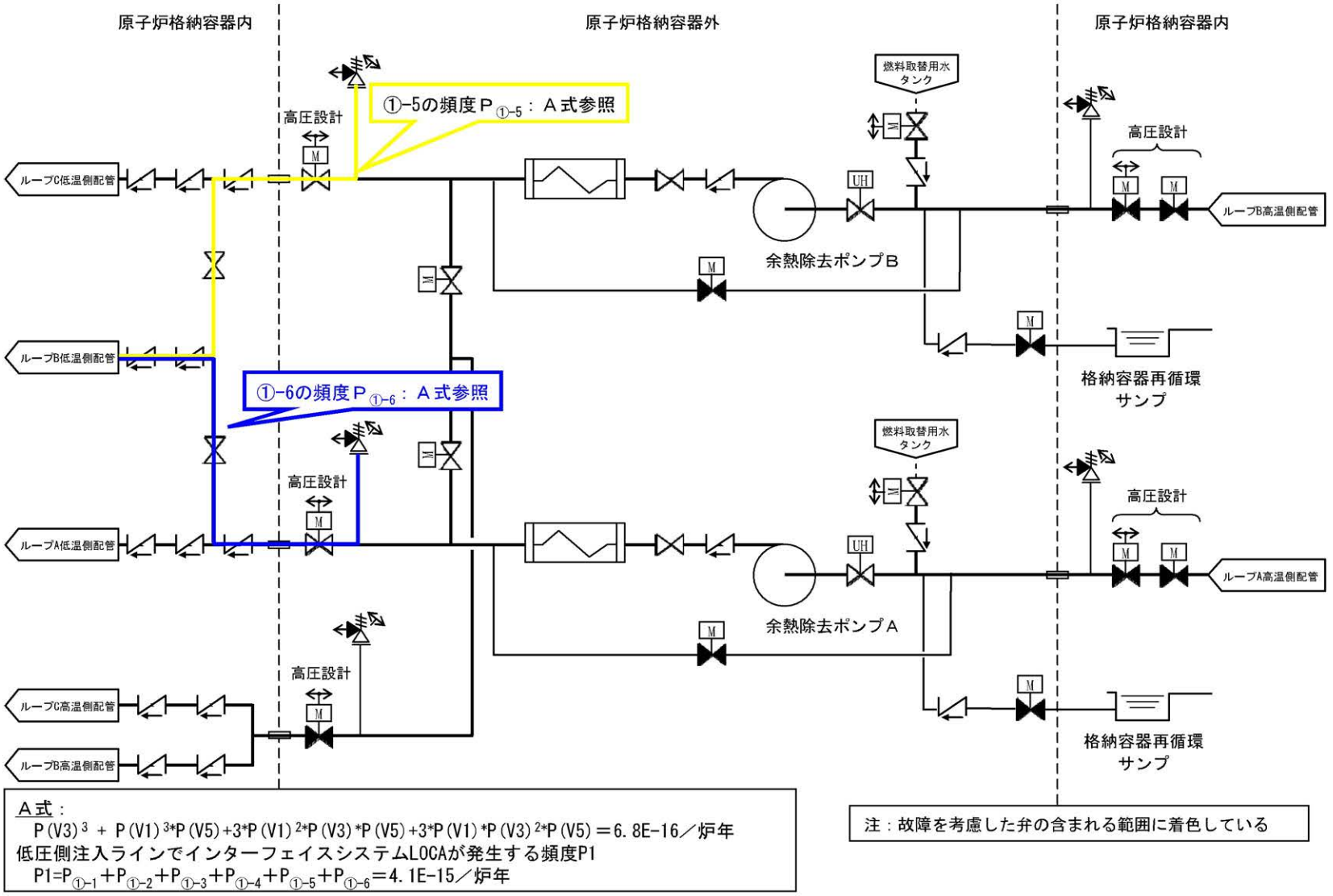
第1.1.1.b-1図　国内PWRプラントの運転実績（発電時間）に対するトリップ事象の発生割合



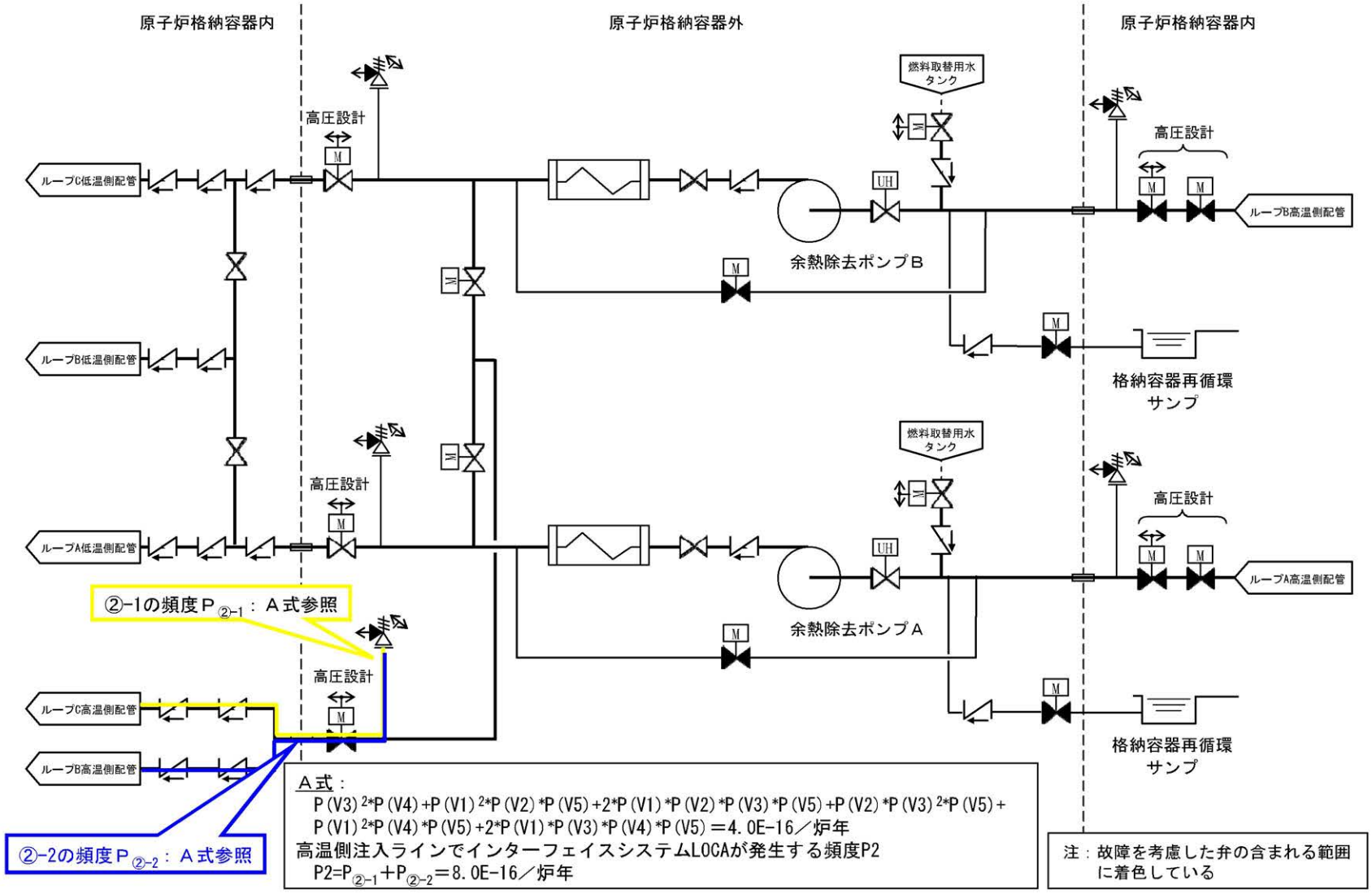
第1.1.1.b-2図　余熱除去系簡略図



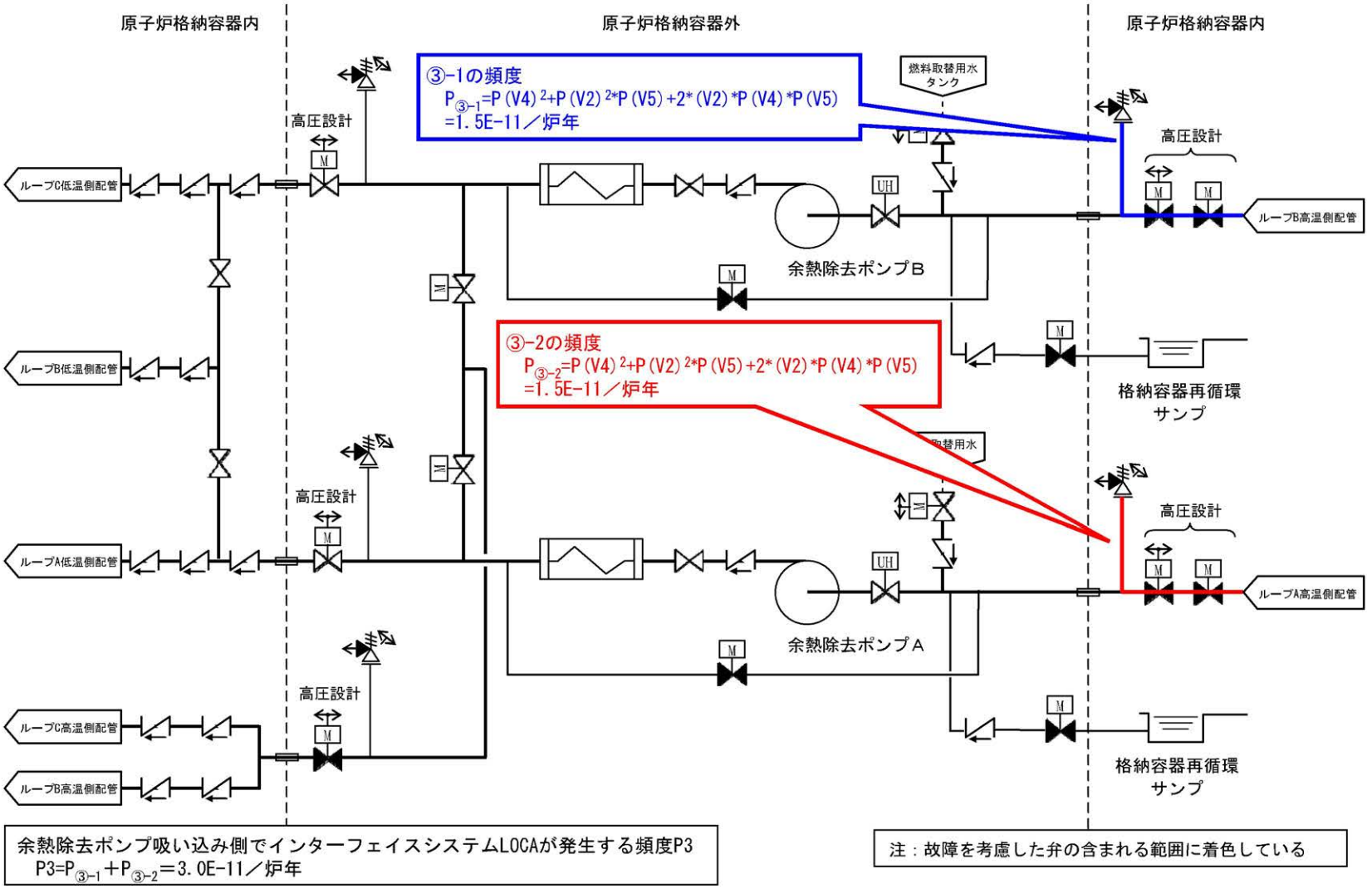
第1.1.1.b-3図（1/4）　インターフェイスシステムLOCAの想定



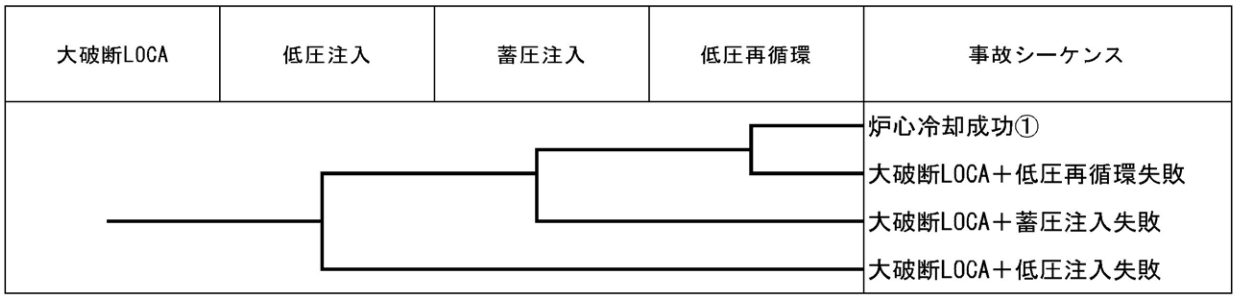
第1.1.1.b-3図（2/4）　インターフェイスシステムLOCAの想定



第1.1.1.b-3図（3/4）　インターフェイスシステムLOCAの想定



第1.1.1.b-3図（4/4）　インターフェイスシステムLOCAの想定



第1.1.1.d-1(a)図　大破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

・原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による１次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径6インチから両端破断相当（配管断面積の2倍）までと定義した。

・本評価ではＡループ低温側配管破断を仮定した。

・大破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また１次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【イベントツリーの説明】

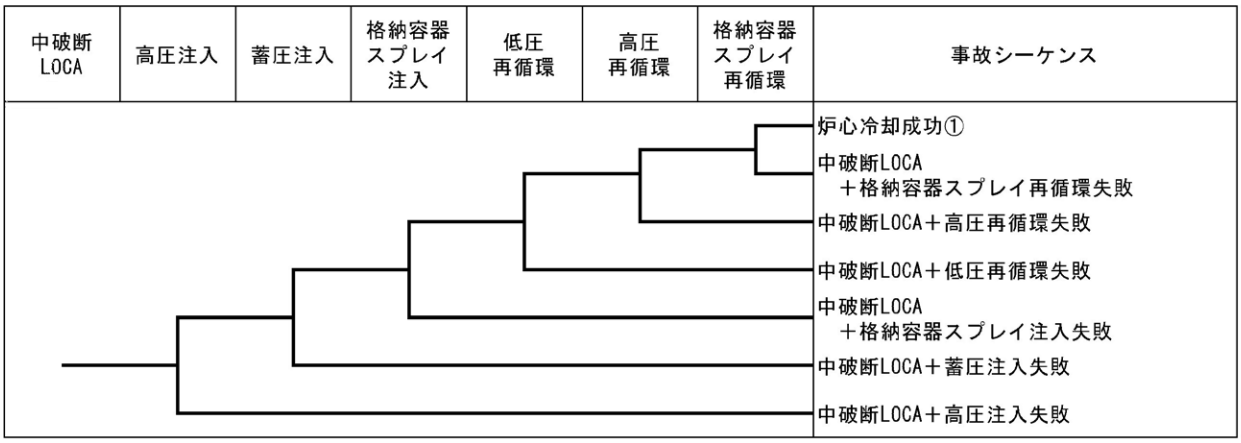
・大破断LOCA時は、「蓄圧注入」と「低圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は短期の注入に引き続き「低圧再循環」により確保される。

・高圧注入も作動するが、注入流量は小さいため、炉心冷却の観点から必須ではない。

【成功基準】

大破断LOCA	低圧注入	蓄圧注入	低圧再循環
ポンプ	1/2	－	1/2
熱交換器	－	－	1/2
ループ	健全1/2	健全2/2	健全1/2
その他	－	－	－
使命時間	24hr	24hr	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○	○

(注) ○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要



第1.1.1.d-1(b)図　中破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

・原子炉冷却材圧力バウンダリの破損による１次冷却材の原子炉格納容器内の流出事故のうち破断口面積が等価口径２インチから６インチと定義した。

・本評価ではＡループ低温側配管破断を仮定した。

・中破断LOCA時は、炉心部での冷却材密度の低下（ボイド発生）が短期間で生じるため原子炉トリップに期待しておらず、また１次系への注入機能により十分な冷却機能が確保されるので補助給水の機能にも期待していない。

【イベントツリーの説明】

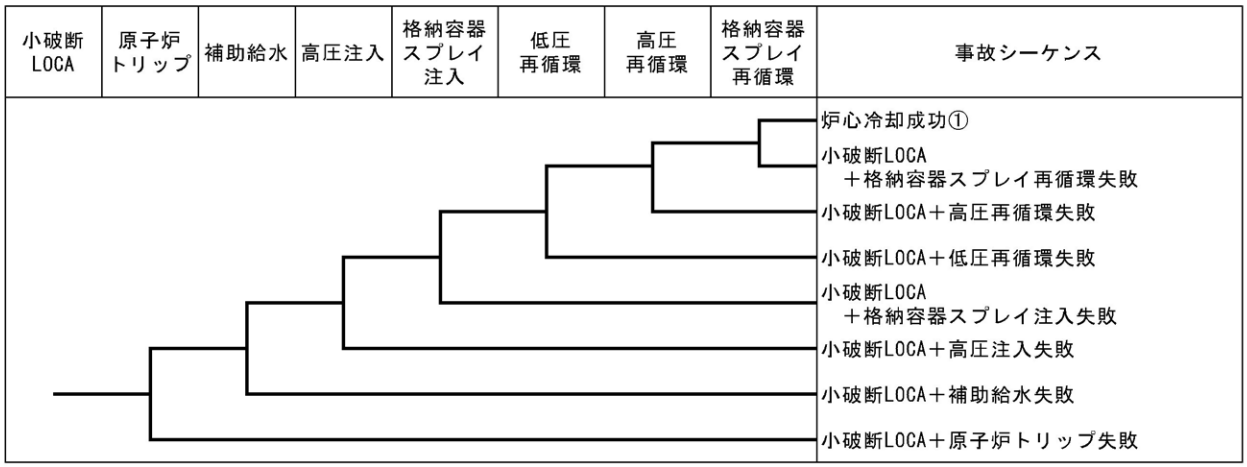
・中破断LOCA時は、「高圧注入」と「蓄圧注入」により短期的な炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高圧再循環」により確保されるが、川内１号炉及び２号炉の場合、余熱除去ポンプによるブースティングが必要となる（イベントツリー上では「低圧再循環」で表現）。

・中破断LOCA時は破断流量が小さく、余熱除去冷却器のみでは原子炉格納容器圧力上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ注入／再循環」が必要となる。

【成功基準】

中破断LOCA	高圧注入	蓄圧注入	CVスプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	CVスプレイ再循環
ポンプ	1/3	－	1/2	1/2	1/3	1/2
熱交換器	－	－	－	1/2	－	1/2
ループ	健全2/2	健全1/2	－	－	健全2/2	－
その他	(*1)	－	－	(*2)	(*1)	－
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○	○	○	○	○

（注）○：必要
　　×：失敗を想定
　　－：不作動又は不要
(*1) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可
(*2) 注入時故障を含む



第1.1.1.d-1(c)図　小破断LOCAイベントツリー

【仮定条件】

小破断LOCAは、以下の原因による１次冷却材の原子炉格納容器への流出事故として定義した。

・破断口径が3/8インチから２インチと定義した。

・１次系加圧事象による加圧器逃がし弁からの１次冷却の流出（PORV LOCA）も小破断LOCA相当として定義。

・本評価ではＡループ低温側配管破断を仮定した。

【イベントツリーの説明】

・小破断LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。

・破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは１次系への発熱を系外に除去できないため、「高圧注入」と２次系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。また、事故後長期的な炉心冷却は「高圧再循環」により確保されるが、余熱除去ポンプによるブースティングが必要となる（イベントツリー上では「低圧再循環」で表現）。

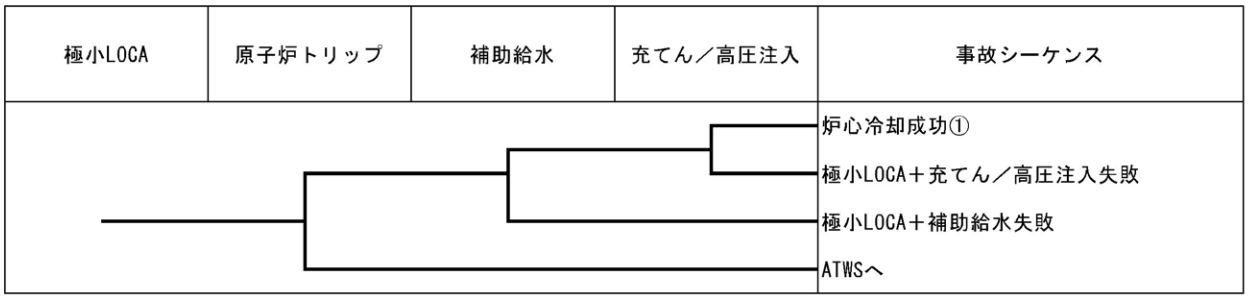
・破断流が小さく、余熱除去冷却器のみでは原子炉格納容器圧力上昇は抑制できないため、「格納容器スプレイ注入／再循環」が必要となる。

【成功基準】

小破断LOCA	補助給水	高圧注入	CVスプレイ注入	低圧再循環	高圧再循環	CVスプレイ再循環
ポンプ	1/3	1/3	1/2	1/2	1/3	1/2
熱交換器	－	－	－	1/2	－	1/2
ループ	SG2/3	健全2/2	－	－	健全2/2	－
その他	－	(*1)	－	(*2)	(*1)	－
使命時間	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○	○	○	○	○

（注）○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要

(*1) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可
(*2) 注入時故障を含む



第1.1.1.d-1(d)図　極小LOCAイベントツリー

【仮定条件】

極小LOCAは、以下の原因による１次冷却材の原子炉格納容器への流出事故として定義した。

・充てんポンプで補填できる程度のリーク量（破断口径が3/8インチ未満）と定義した。

・本評価ではＡループ低温側配管破断を仮定した。

【イベントツリーの説明】

・極小LOCA時は、炉心でのボイド形成による負の反応度添加が期待できないため、「原子炉トリップ」により原子炉出力の抑制が必要。

・破断流が小さいため、蓄圧注入は不要であるが破断流のみでは１次系への発熱を系外に除去できないため、「充てんまたは高圧注入」と２次系からの「補助給水」により炉心冷却が確保される。

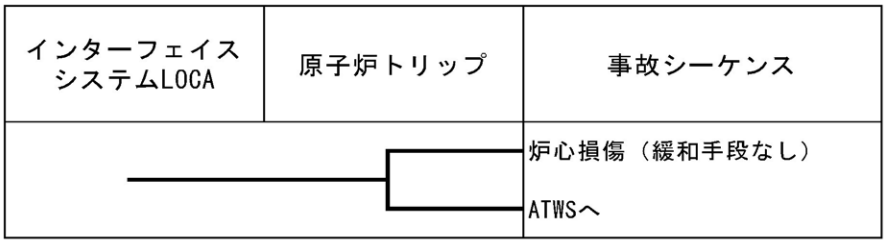
・原子炉格納容器内への蒸気放出は少ないため、「格納容器スプレイ注入／再循環」は不要。

【成功基準】

極小LOCA	補助給水	高圧注入
ポンプ	1/3	1/3
熱交換器	－	－
ループ	SG2/3	充てんライン or 健全2/2
その他	－	(*1)
使命時間	24hr	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○

（注）○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要

(*1) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可



第1.1.1.d-1(e)図　インターフェイスシステムLOCAイベントツリー

【仮定条件】

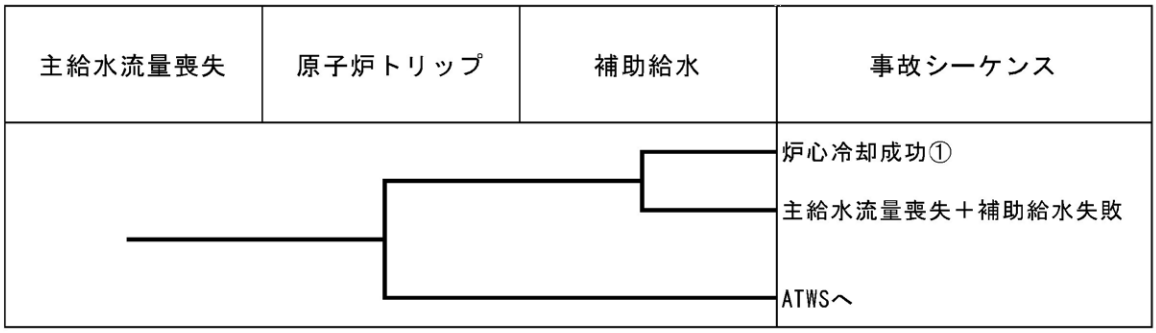
・余熱除去系の破断であり、低圧注入系が不能。

【イベントツリーの説明】

・インターフェイスシステムLOCAは破断規模に応じて大、中、小破断LOCA相当となるが、ECCS再循環が不能となるため炉心損傷に至る。

【成功基準】

・なし



第1.1.1.d-1(f)図　主給水流量喪失イベントツリー

【仮定条件】

・主給水流量喪失に至る原因としては、主給水ポンプ又は復水ポンプの故障、電源喪失又は主給水制御系の誤動作が考えられる。

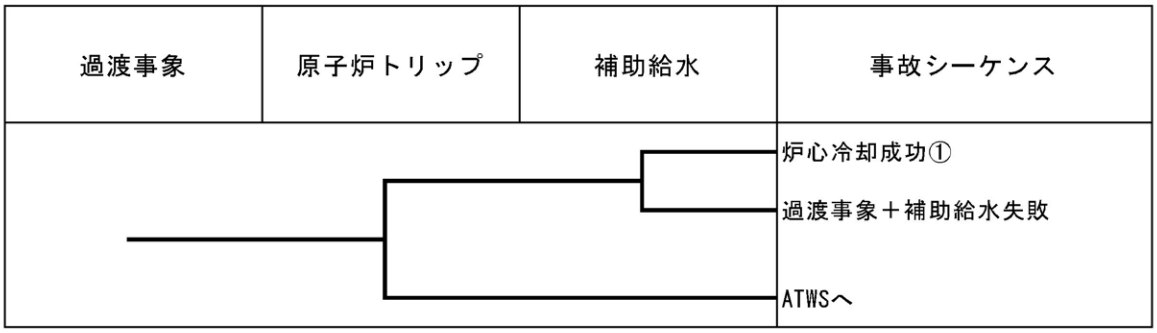
【イベントツリーの説明】

・主給水流量喪失の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

主給水流量喪失	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	－
ループ	SG2/3
その他	－
使命時間	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○

(注) ○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要



第1.1.1.d-1(g)図　過渡事象イベントツリー

【仮定条件】

・原子炉トリップを伴う過渡事象一般を含む。

・主給水流量喪失等の独立した事象以外を対象とする。

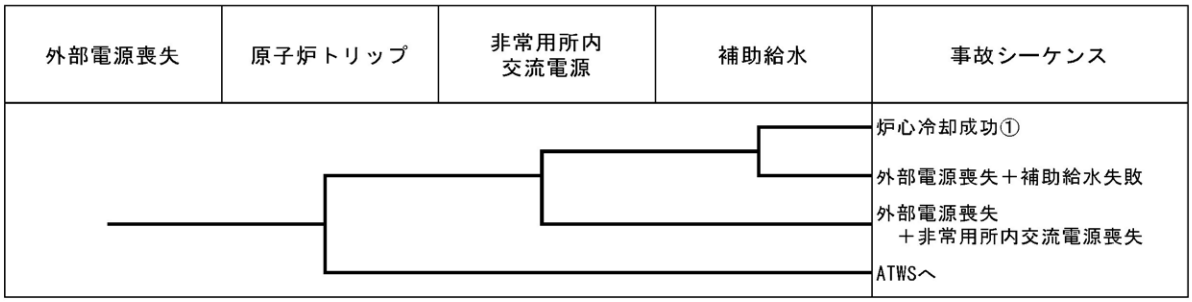
【イベントツリーの説明】

・過渡事象の場合、原子炉トリップにより原子炉出力を抑制するとともに、補助給水により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

過渡事象	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	－
ループ	SG2/3
その他	－
使命時間	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○

(注) ○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要



第1.1.1.d-1(h)図　外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

・送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部または全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象を考慮。

・所内用交流電源が喪失すると、１次冷却材ポンプ、復水ポンプ等がトリップし、１次冷却材流量や主給水流量の喪失が発生する。

【イベントツリーの説明】

・外部電源喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により炉心冷却を確保する。さらに「非常用所内交流電源」が確保できれば安定した炉心冷却が確保される。

・「非常用所内交流電源」が確保できれば、サポート系が健全であるため、その後に加圧器逃がし弁LOCA等が発生しても、事象進展は小破断LOCAと同等である。

【成功基準】

外部電源喪失	非常用所内 交流電源	補助給水
ポンプ	－	1/3
熱交換器	－	－
ループ	－	SG2/3
その他	DG1/2	－
使命時間	24hr	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○

（注）○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要



第1.1.1.d-1(i)図　ATWSイベントツリー

【仮定条件】

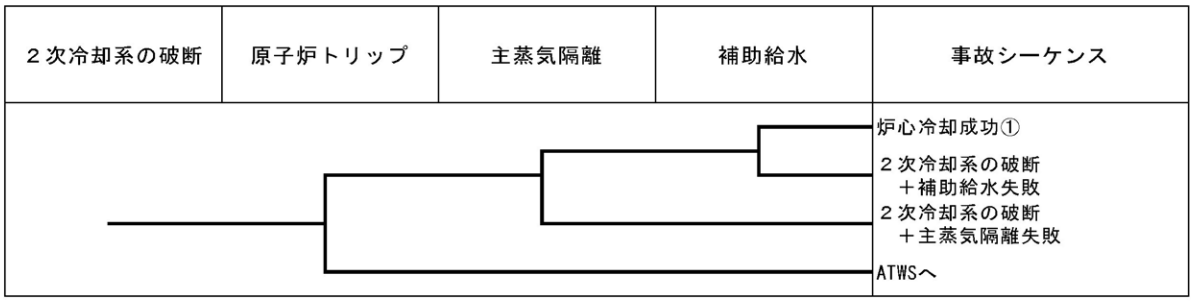
・ATWSは起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

・ATWS事象は原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップに失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

【成功基準】

・なし



第1.1.1.d-1(j)図　２次冷却系の破断イベントツリー

【仮定条件】

２次冷却系の破断としては以下の破断を含むものとし、原子炉格納容器内部での破断を仮定する。

・主蒸気管破断（完全両端破断）

・主給水管破断（完全両端破断）

【イベントツリーの説明】

・２次冷却系の破断においても、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保されるが、補助給水による２次系の冷却を確保するために、破断した主蒸気管の隔離を行う。

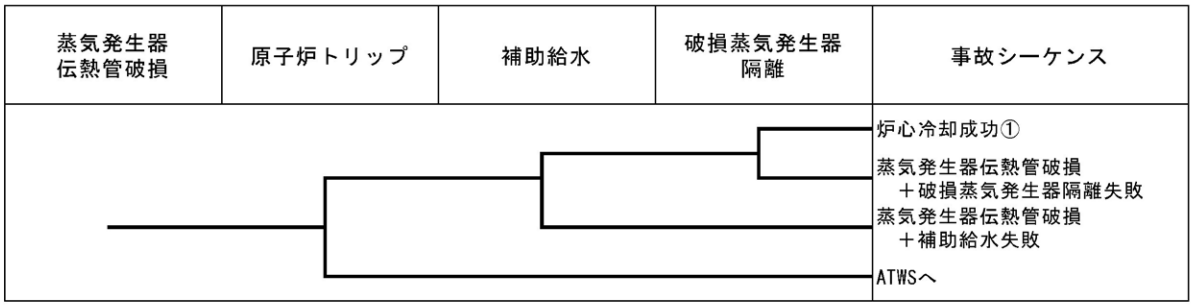
【成功基準】

２次冷却系の破断	主蒸気隔離	補助給水
ポンプ	－	1/3
熱交換器	－	－
ループ	－	健全SG1/2
その他	(*1)	(*2)
使命時間	－	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○

(注) ○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要

(*1) 破断ループ主蒸気逆止弁閉止or健全ループ主蒸気隔離弁全閉止、タービン動補助給水ポンプ駆動主蒸気元弁閉止or タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気逆止弁閉止

(*2) 破断ループへの補助給水隔離



第1.1.1.d-1(k)図　蒸気発生器伝熱管破損イベントツリー

【仮定条件】

・蒸気発生器伝熱管破損は、原子炉設置許可申請書添付十と同様、伝熱管１本の完全両端破断を仮定する。

【イベントツリーの説明】

・蒸気発生器伝熱管破損時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。

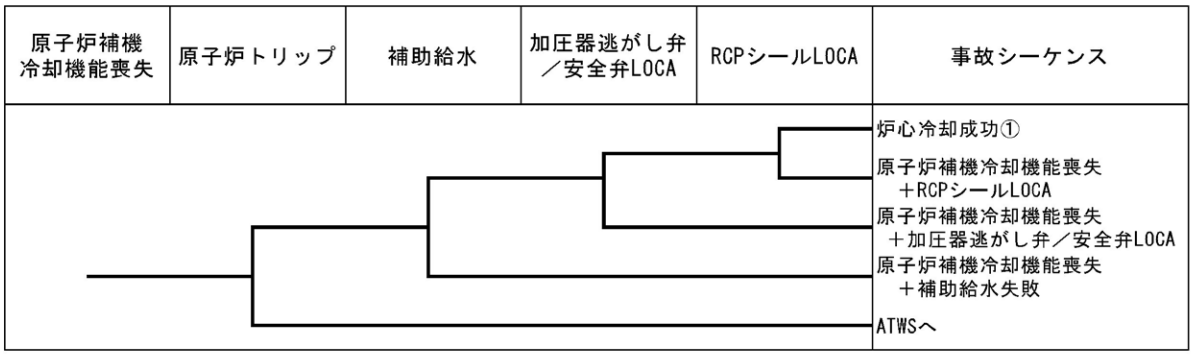
・破損した蒸気発生器を隔離し、１次系の圧力と破損した蒸気発生器の２次側圧力とが均圧することで１次系保有水の減少は防止できる。

【成功基準】

蒸気発生器伝熱管破損	補助給水	破損側SG隔離
ポンプ	1/3	－
熱交換器	－	－
ループ	健全SG1/2	－
その他	－	(*1)
使命時間	24hr	－
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○

（注）○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要

(*1) 破損側SG主蒸気逃がし弁閉止or元弁閉止、破損側SG主蒸気安全弁閉止、主蒸気バイパス弁閉止or主蒸気隔離弁閉止



第1.1.1.d-1(1)図　原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

原子炉補機冷却機能喪失としては次のものを考える。

・原子炉補機冷却水ポンプ全台または海水ポンプ全台の故障による冷却能力の喪失

・原子炉補機冷却水系または海水系の配管・弁等の破断による冷却能力の喪失

【イベントツリーの説明】

・原子炉補機冷却機能喪失時には、「原子炉トリップ」により原子炉出力を抑制するとともに、「補助給水」により安定した炉心冷却を確保する。

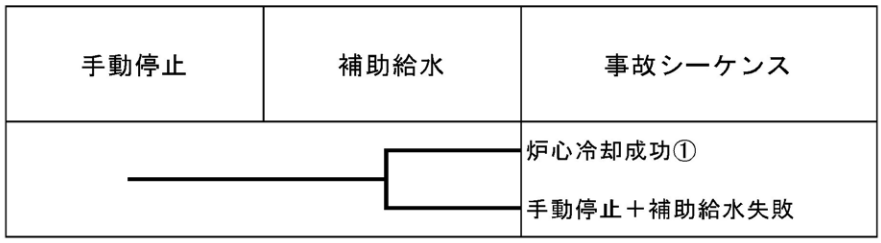
・ECCS機能が喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして「加圧器逃がし弁／安全弁LOCA」及び「RCPシールLOCA」を考慮している。

【成功基準】

原子炉補機冷却 機能喪失	補助給水	加圧器逃がし弁／ 安全弁LOCA	RCPシールLOCA
ポンプ	1/3	－	－
熱交換器	－	－	－
ループ	SG2/3	－	－
その他	－	(*1)	1.0の確率で発生
使命時間	24hr	－	－
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○	○

(注) ○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要

(*1) 加圧器逃がし弁再閉止 or 元弁閉止、加圧器安全弁再閉止



第1.1.1.d-1(m)図　手動停止イベントツリー

【仮定条件】

・手動停止は過渡事象の一部であるが、原子炉トリップを伴わず運転員の手動による原子炉停止が行われる事象を想定する。

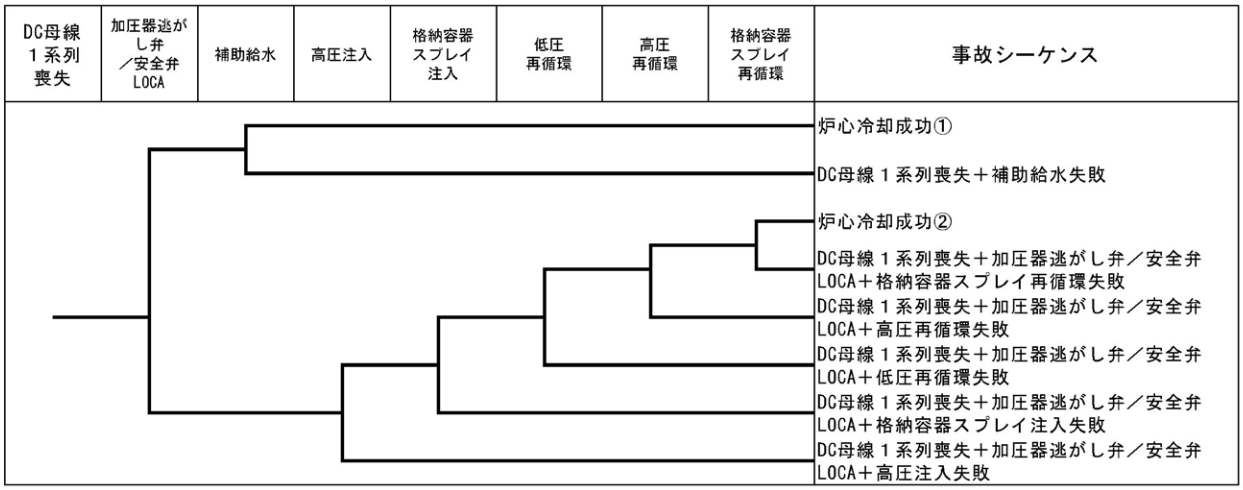
【イベントツリーの説明】

・手動停止の場合、起因事象として原子炉は停止できているため、「補助給水」により安定した炉心冷却が確保される。

【成功基準】

手動停止	補助給水
ポンプ	1/3
熱交換器	－
ループ	SG2/3
その他	－
使命時間	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○

(注) ○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要



第1.1.1.d-1(n)図　DC母線１系列喪失イベントツリー

【仮定条件】

・DC母線１系列喪失の場合、ECCSの機能が片系列喪失しているため、起因事象に従属して発生する可能性のあるLOCAとして、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁が作動後の再閉止に失敗することによるLOCAを考慮する。

【イベントツリーの説明】

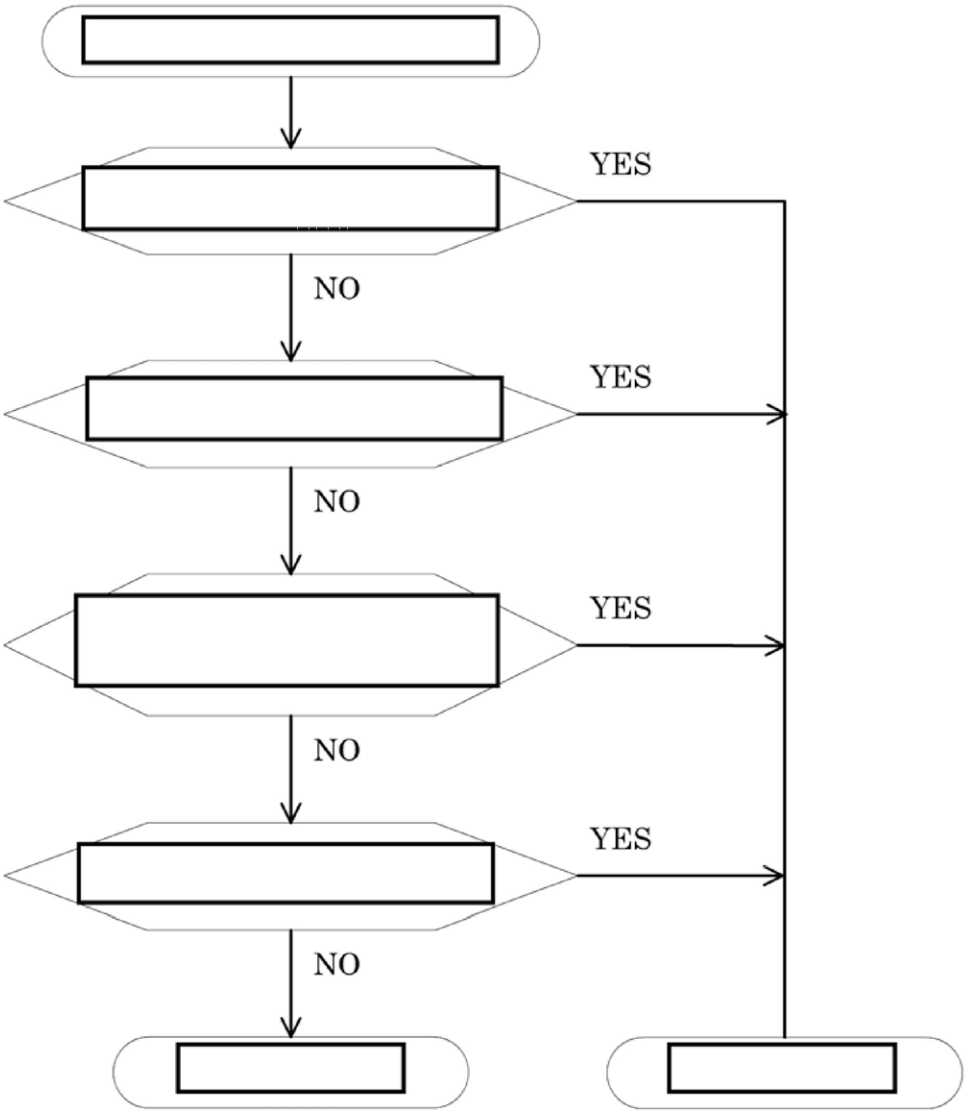
・「加圧器逃がし弁／安全弁LOCA」が発生した場合は、小破断LOCAのイベントツリーと同様、LOCAが発生しない場合は過渡事象と同様のイベントツリーとなる。

【成功基準】

DC母線 1系列喪失	加圧器 逃がし弁／ 安全弁LOCA	補助給水	高圧注入	CV スプレイ 注入	低圧 再循環	高圧 再循環	CV スプレイ 再循環
ポンプ	－	1/2 (*1)	健全1/2	健全1/1	健全1/1	健全1/2	健全1/1
熱交換器	－	－	－	－	健全1/1	－	健全1/1
ループ	－	SG2/3	2/3	－	－	2/3	－
その他	(*2)	－	(*3)	－	(*4)	(*3)	－
使命時間	－	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr	24hr
成功ｼｰｹﾝｽ①	○	○	－	－	－	－	－
成功ｼｰｹﾝｽ②	×	－	○	○	○	○	○

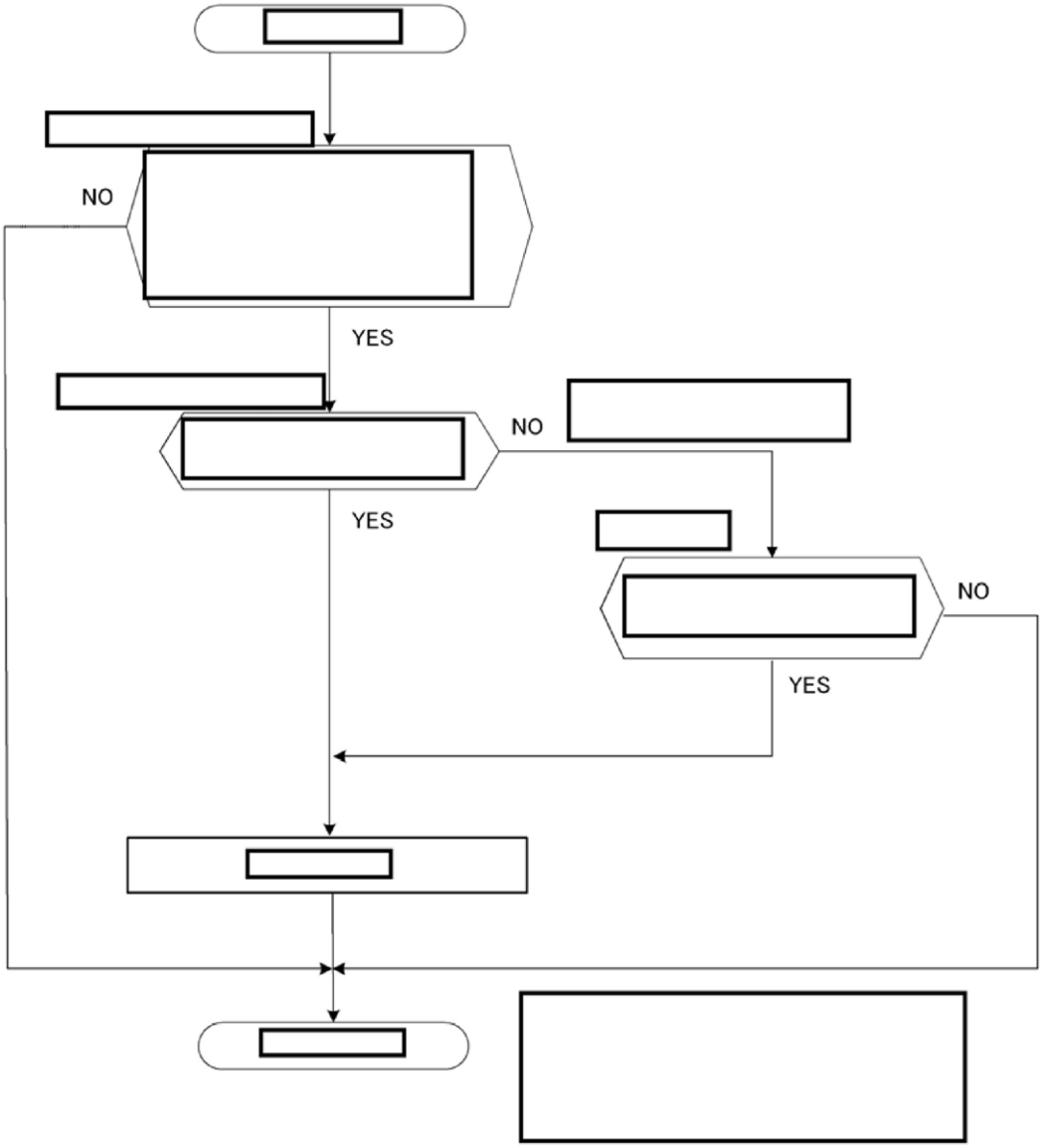
（注）○：必要
×：失敗を想定
－：不作動又は不要

(*1) 健全M/D + T/D
(*2) 健全トレン加圧器逃がし弁再閉止 or 元弁閉止、加圧器安全弁再閉止
(*3) Bポンプはインターロックの関係で自動起動不可
(*4) 注入時故障を含む



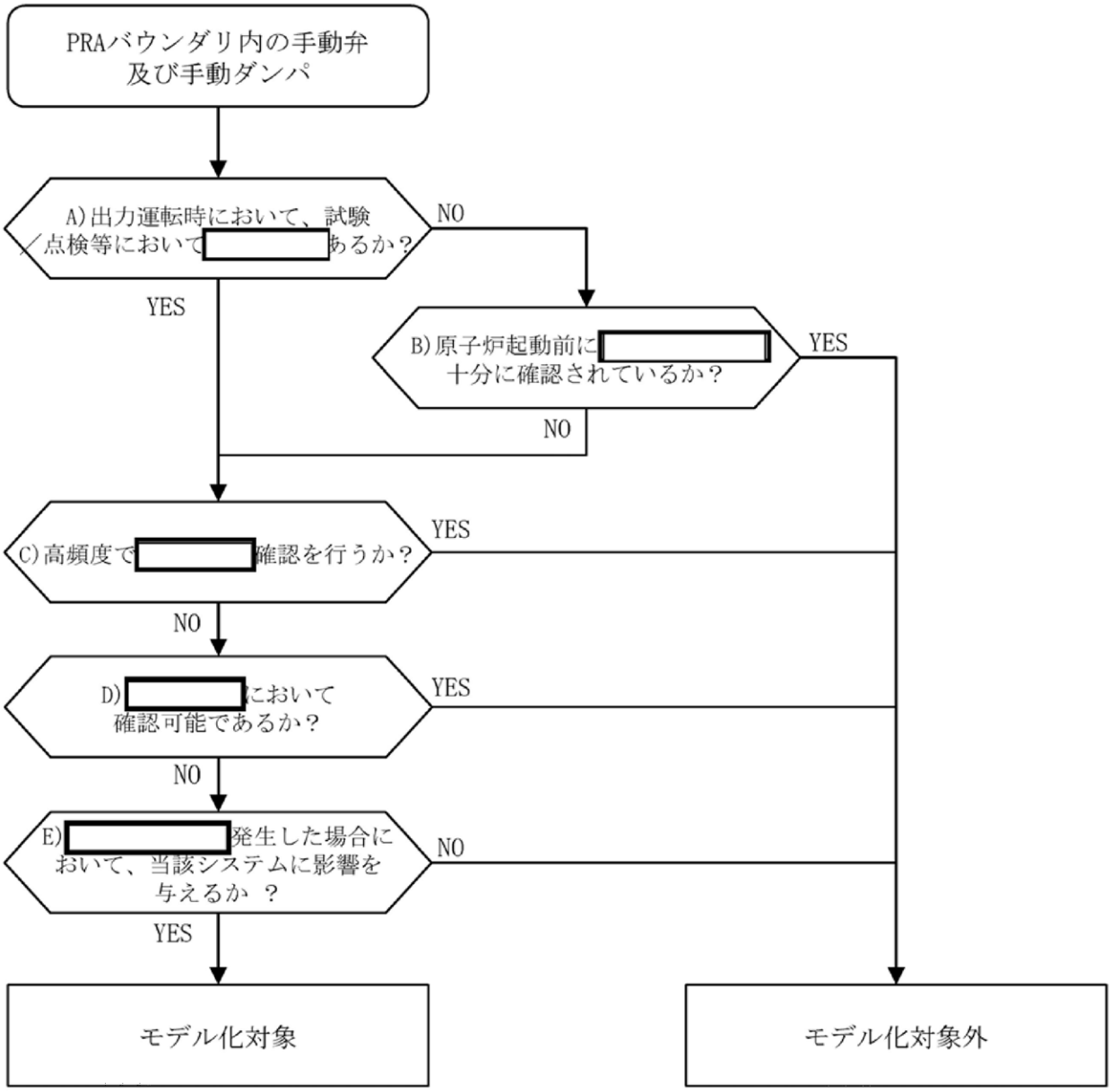
第1.1.1.e-1図　故障モードのスクリーニング手順

□内は商業機密に属しますので公開できません。



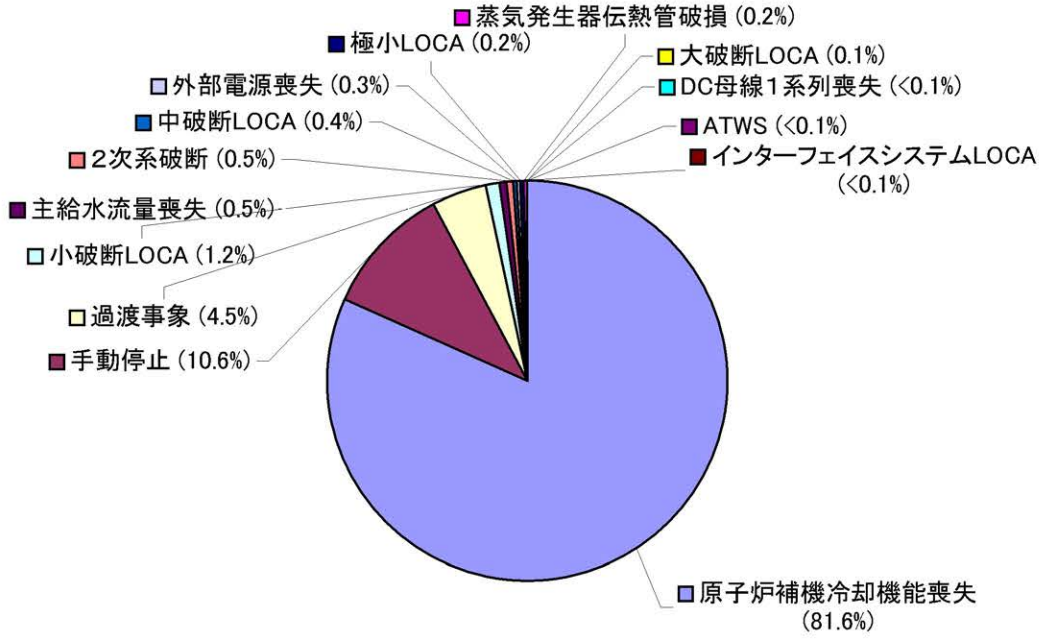
第1.1.1.f-1図　共通原因故障同定のフロー

□内は商業機密に属しますので公開できません。

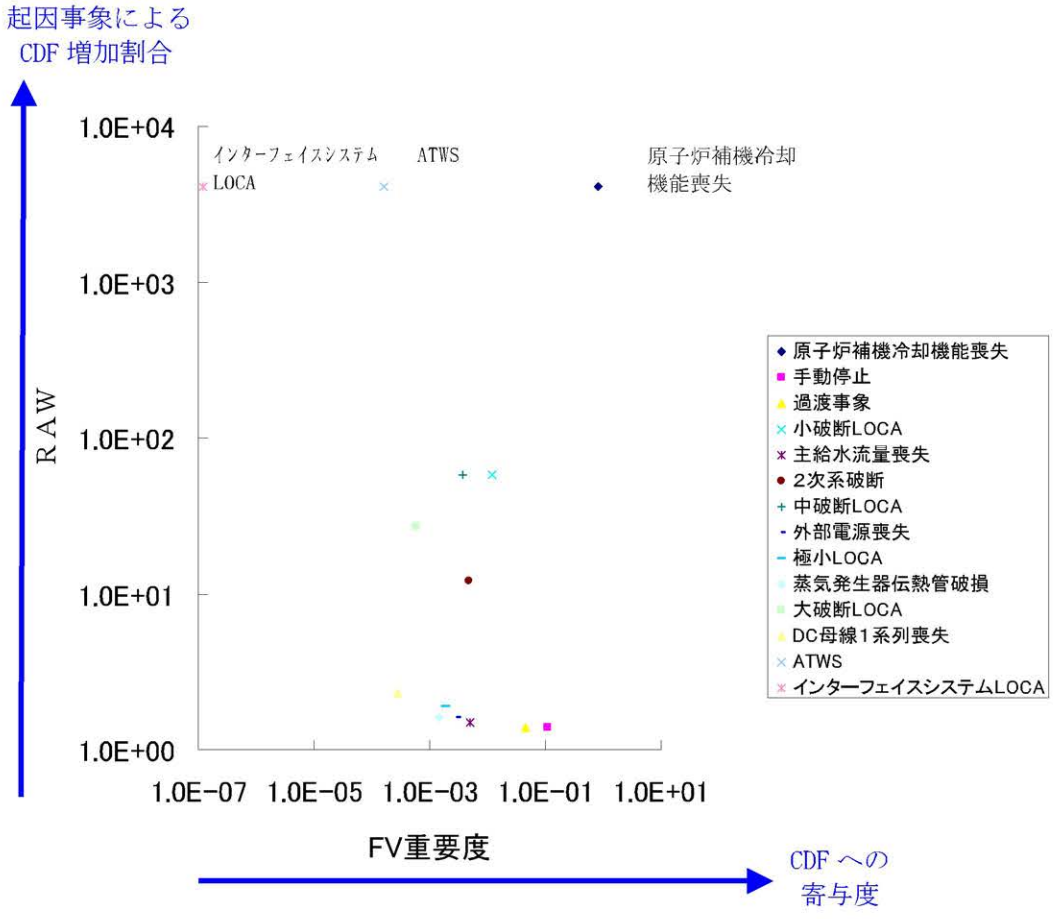


[redacted]内は商業機密に属しますので公開できません。

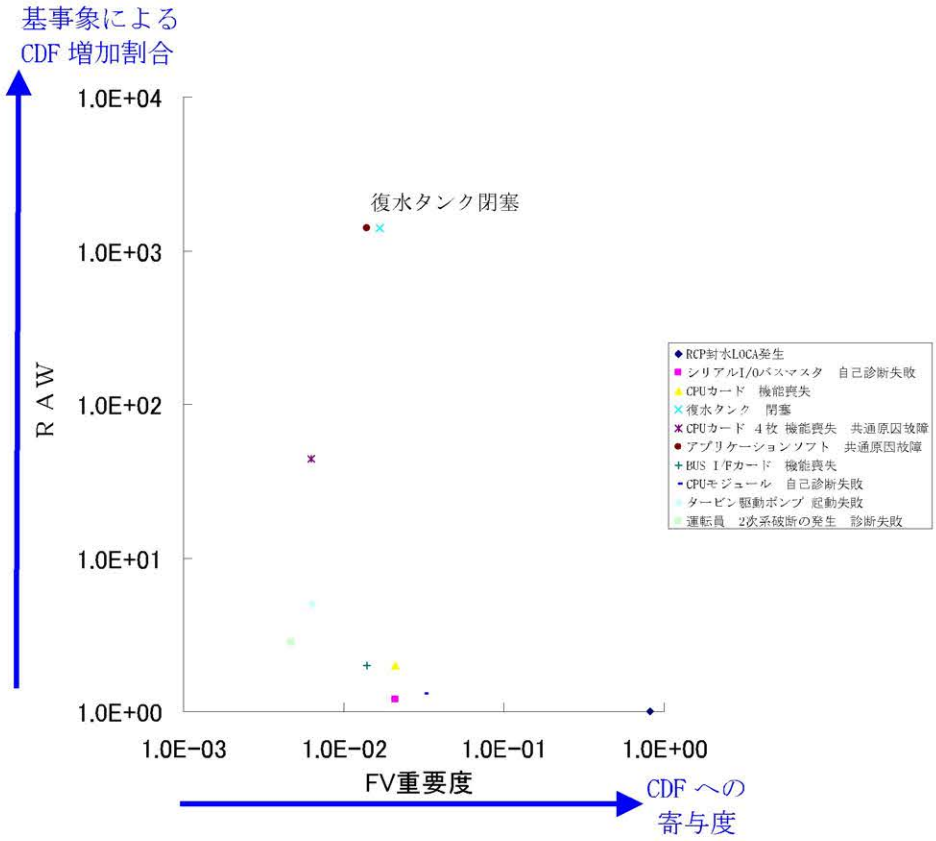
第1.1.1.g-1図　事故前人的過誤モデル化対象機器の選定フロー



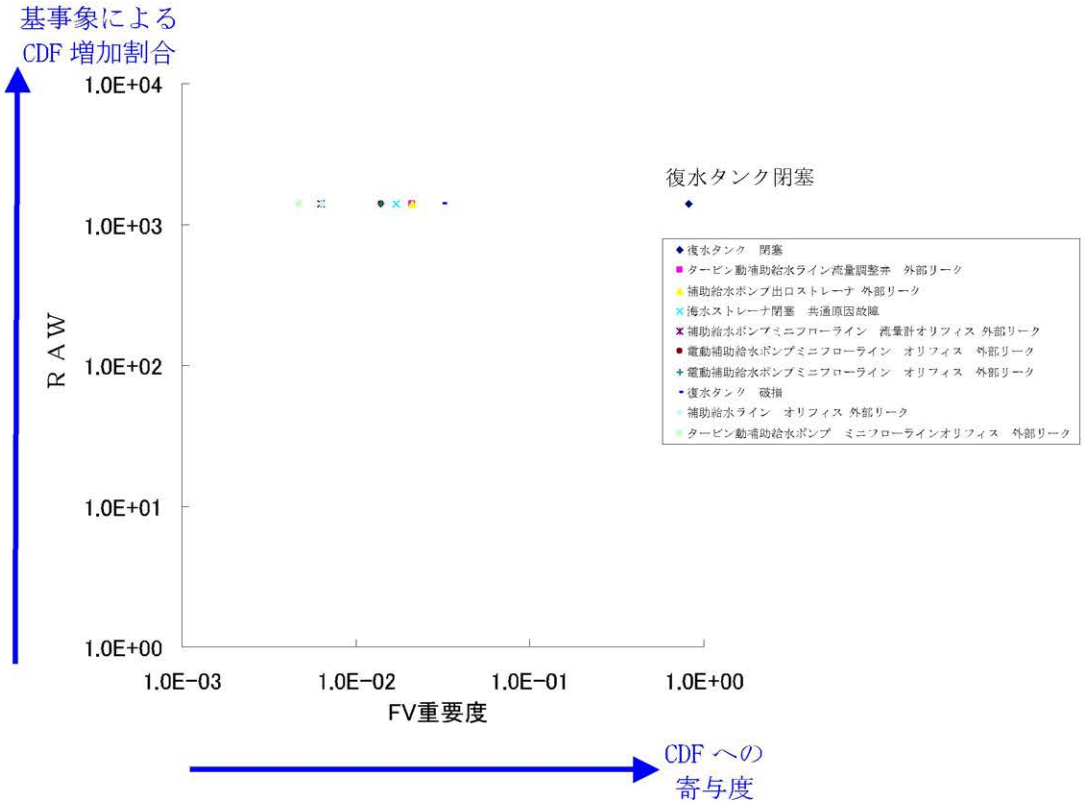
第1.1.1.h-1図　起因事象別炉心損傷頻度



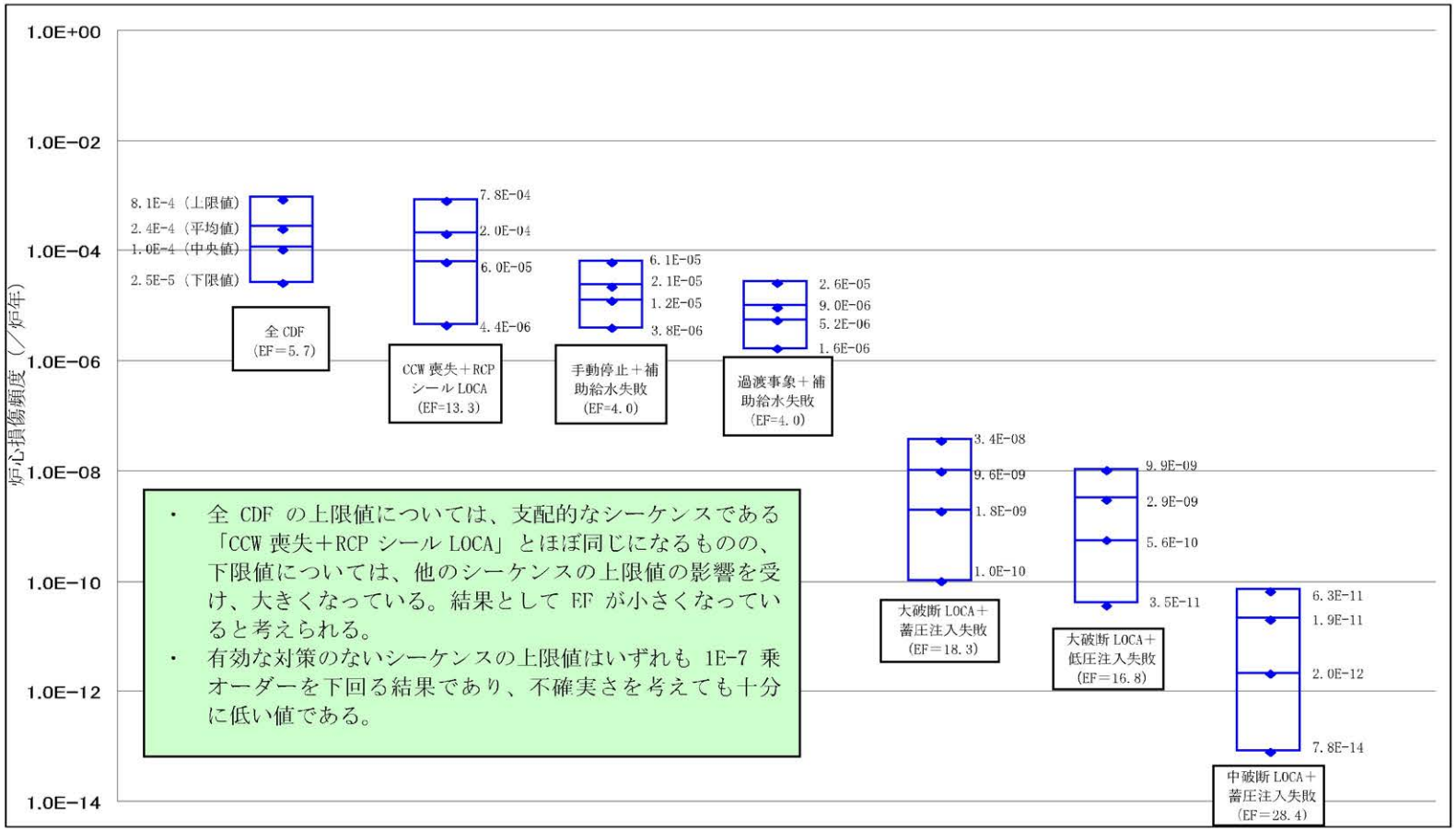
第1.1.1.h-2図　全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（起因事象）



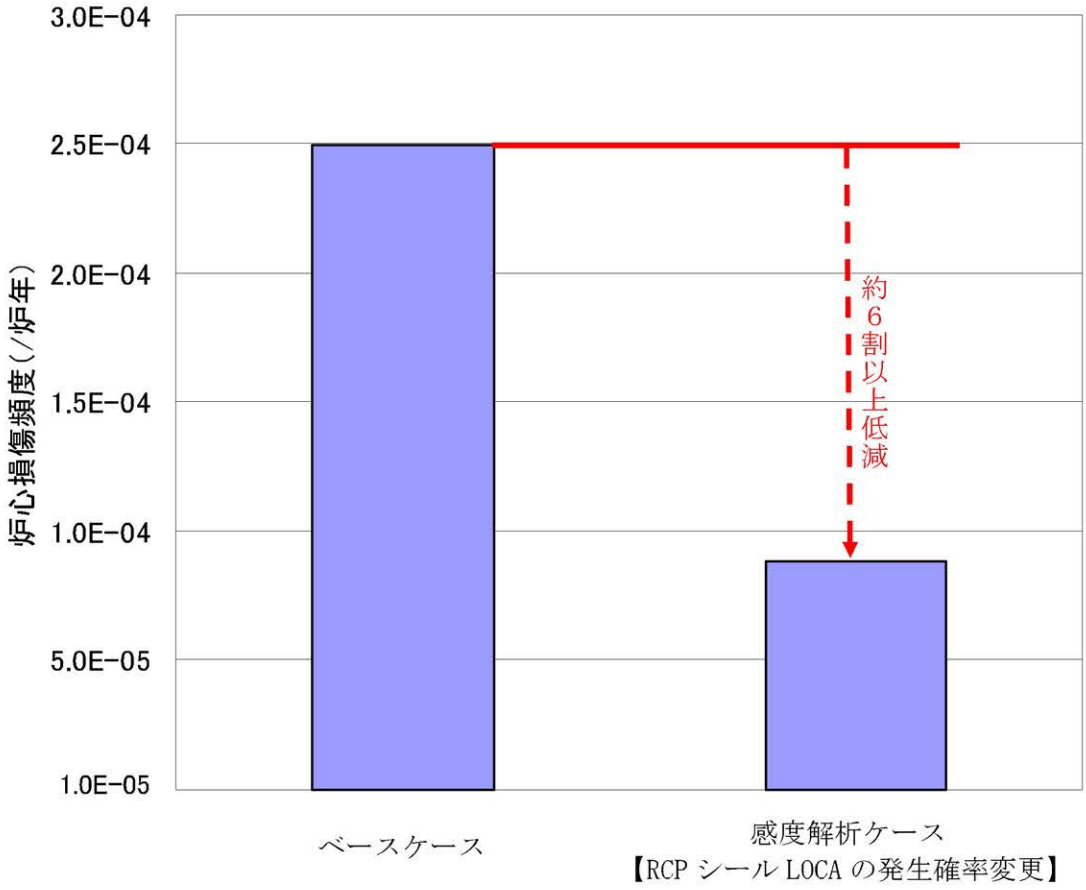
第1.1.1.h-3図　全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－FV重要度）



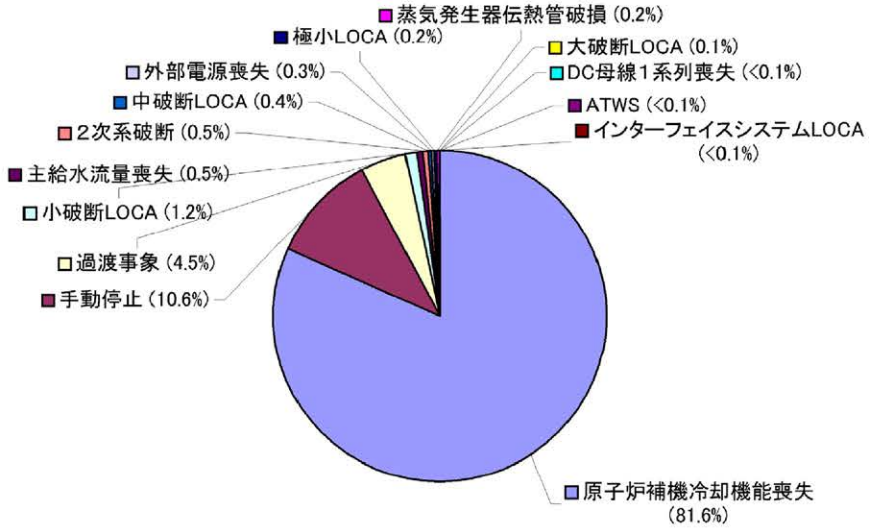
第1.1.1.h-4図　全炉心損傷頻度に対する重要度解析結果（基事象－RAW）



第1.1.1.h-5図　全炉心損傷頻度及び事故シーケンス別炉心損傷頻度に対する不確実さ解析結果

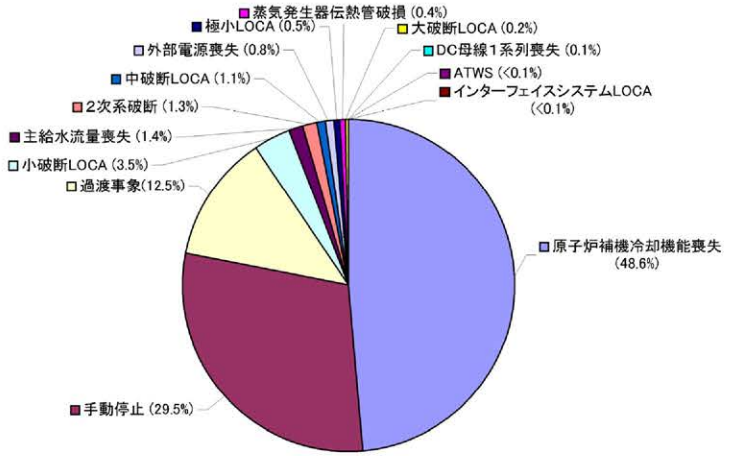


第1.1.1.h-6図　全炉心損傷頻度に対する感度解析結果【RCPシールLOCAの発生確率変更】



全 CDF：2.5E-04

【ベースケース】



全 CDF：8.8E-05

【感度解析】

（RCP シール LOCA、インターフェイスシステム LOCA の発生確率変更）

第1.1.1.h-7図　起因事象別炉心損傷頻度に対する感度解析結果

1.1.2　停止時PRA

停止時PRAは、一般社団法人　日本原子力学会が発行した「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル1PSA編）：2010（以下「停止時PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。

1.1.2.a.　対象プラント

①　対象とするプラントの説明

本プラントの基本仕様は、以下のとおりである。

・出　　力　　－ 熱 出 力 2,660MWt
　　－ 電気出力 890MWe
・プラント型式　　－ 加圧水型３ループプラント
・原子炉格納容器型式 － 上部半球下部半だ円鏡円筒型

以下に、レベル1PRAにおいて重要となる安全系、サポート系及び電源等の系統設備構成について示す。

ａ．主要な設備の構成・特性

本プラントのPRAに係るプラントの基本設計は、次に説明する主要な安全系統により構成される。第1.1.1.a-2図に本プラントの工学的安全設備の概要を示す。また、第1.1.2.a-1表に系統設備概要を示す。

(a) 原子炉停止に関する系統

原子炉停止に関する系統は、制御棒の自重落下により負の反応度投入を行う原子炉保護系（原子炉トリップ系統）とほう酸を炉心に注入し負の反応度を挿入する化学体積制御系統から構成される。停止時PRAにおいては、制御棒及び一次冷却材系統のほう酸水により負の反応度が保たれている状態を想定しており、原子炉起動前以外においては、１次冷却材の希釈操作も実施しない。

本PRAでは、反応度の誤投入が発生した場合の緩和手段には期待しておらず、原子炉停止に関する系統はモデル化していない。

(b) 原子炉冷却に関する系統

本停止時PRAで対象とする系統は、運転モード４、５及び６の保安規定において運転上の制限として規定されている余熱除去系統（以下、「RHR系」という。）のみとしている。その他の系統については、安全注入自動起動がブロックされているために、手動起動や減圧操作を必要とすることから、保守的に期待しないものとした。

RHR系の系統図を第1.1.1.a-5図に示す。RHR系は、多重性及び独立性を備える非常用所内交流電源系統から受電できるようにする等の考慮を払うことにより、単一故障に加え、外

部電源が利用できない場合においてもその安全機能が達成できる。また、テストライン等を用いた作動試験によってその健全性が確認できるようにしている。

１）RHR系

RHR系は、RHRポンプ、RHR冷却器、配管及び弁類で構成される。RHRポンプ及びRHR冷却器は、100％容量のものを各々２台設置する。RHR系は、原子炉補助建屋内に設置されている２台のRHRポンプにより、１次冷却材喪失事故時等に燃料取替用水タンクのほう酸水をRHR冷却器を経て１次冷却材低温側ラインを通して原子炉容器内に注入し、炉心の冷却を確保する。

(c) 電源、補機冷却水系等のサポート系

事故時の基本的な安全機能を果たす系統（一般にフロントライン系という。）をサポートする系統があり、以下の系統の動作が必要とされる。

１）電源系統（非常用所内交流電源、直流電源、計装用電源）

２）計装設備

３）補機冷却系統（原子炉補機冷却水系統、原子炉補機冷却海水系統）

４）換気空調設備

５）制御用空気設備

第1.1.1.a-7図に本プラントの開閉所単線結線図、第1.1.1.a-8図に所内単線結線図、第1.1.1.a-11図に原子炉補機冷却水設備系統説明図及び第1.1.1.a-12図に原子炉補機冷却海水設備系統説明図を示す。

② 停止時のプラント状態の推移

停止時PRAの対象期間である定期検査中は、プラントの停止起動に伴う運転員操作やメンテナンスに伴う１次冷却系の水位操作、機器の待機除外等によりプラント状態が様々に変化する。

プラント状態の変化に伴って、崩壊熱除去に関連する機器の状態やパラメータも変化するため、停止時PRAにおいては、このようなプラント状態を適切に分類して評価を行う必要がある。

定期検査中のプラント状態は、上述の観点から、以下のとおり分類できる。これらのプラント状態を、状態ごとのプラントの主要パラメータとともに第1.1.2.a-1図に示す。

１）部分出力運転状態

２）高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロックまで）

３）高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック以降からRHR系運転開始まで）

４）RHR系による冷却状態①（１次冷却系は満水状態）

５）RHR系による冷却状態②（１次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態）

６）原子炉キャビティ満水状態（燃料の取出し時）

７）燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）

８）原子炉キャビティ満水状態（燃料の装荷時）

９）RHR系による冷却状態③（１次冷却系は部分的にドレンされている状態。ミッドループ運転状態）

10）RHR系による冷却状態④（１次冷却系は満水状態）

11）１次冷却系の漏えい試験（RHR系は一時的に隔離される。）

12）RHR系による冷却状態⑤（１次冷却系は満水状態）

13）RHR系隔離から高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除）まで

14）高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）

15）部分出力運転状態

原子炉の安全性の観点から見ると、ECCS自動起動信号のブロックを実施する以前とブロック解除以降は、安全系の待機状態は出力運転中と同一であり、仮に何らかの異常事象が発生した場合でも、安全系の自動起動によって、事象は終結される。したがって、ECCS自動起動信号のブロック以前とブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されることから、既往の停止時PRA及び停止時PSA学会標準においてもECCS自動起動信号のブロック以降から、ECCS自動起動信号ブロック解除までが評価対象とされている。

以上より、審査ガイドに定められる運転停止中の期間は、「主発電機の解列から原子炉起動の過程における主発電機の並列」までとされているが、停止時PRAで対象とするプラント状態は、プラント状態３）からプラント状態13）までとしている。

本評価の目的に即すると、評価対象とする定検工程としては、過去の運転実績を代表するものとすることが必要であるため、以下の手順に従って実定検工程を選定し、評価対象工程を選定した。

・至近数サイクル分の当該プラントの定検工程について、各プラント状態の時間を比較する。

・トラブルや大型改造工事等により長期定検となった定検工程を除き、至近の一般的な定検工程を選定する。

川内１号炉及び２号炉の至近の定検における工程日数の比較結果を第1.1.2.a-2表に示す。この結果、トラブルや大型改造工事等がなく平均的であり最新の工程として、川内２号炉第19回定期検査（平成22年４月～平成22年７月）を選定した。

③　プラント状態分類

(1) プラント状態分類の考え方

プラントの停止状態では、以下のように状態が変化する。

・運転中の設備や待機状態、待機除外状態にある設備が工程とともに変化する。

・原子炉内の保有水量が工程とともに変化する。

・炉心の崩壊熱が時間の経過とともに減少する。

このため、プラント状態について、１次冷却材の保有水量、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準、時間余裕に関する類似性の観点から、分類を行った。

(2) プラント状態分類の分類結果

(1)の考え方に従い、②で設定した評価対象期間を複数のプラント状態（以降、POS；Plant Operational State）に分類した。各POSについて、以下に概説する。

【POS3：高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック以降からRHR系運転開始まで）】

ECCS自動起動信号ブロック以降も、タービンバイパス系（あるいは主蒸気逃がし弁）を使用して原子炉の冷却を継続する。１次冷却系が2.76MPa［gage］、177℃以下となればRHR系を使用した冷却に切り替える。２次冷却系で冷却している期間をPOS3とし、RHR系の運転開始からの期間と区別する。なお、当該POSについては、１次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、評価の対象外とした。

【POS4：RHR系による冷却状態①（１次冷却系は満水状態）】

１次冷却系が2.76MPa［gage］、177℃以下となればRHR系を起動し１次冷却系の冷却を行う。RHR系の運転状態として、１次冷却系の保有水量の観点から、満水状態をPOS4とし、ミッドループ運転状態の期間とに区別する。

【POS5：RHR系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）】

１次冷却系の酸化運転や蒸気発生器伝熱管の探傷試験実施のための蒸気発生器ノズル蓋（以下「SGノズル蓋」という。）の取り付け、原子炉容器ふた取り外し準備等のために、１次冷却系の水位を原子炉ノズルセンタ付近まで低下させたPOSである。１次冷却材の保有水量が減少している状態にあることから、RHRポンプのキャビテーションを生ずる可能性がある。また、原子炉停止後の経過期間が短く崩壊熱が大きいことからRHR系による冷却が停止した場合の炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて小さいため、停止時PRAにおいて、特に重要となるプラント状態である。ミッドループ運転の概要図を第1.1.2.a-2図に示す。

【POS6：原子炉キャビティ満水状態①（燃料の取出し時）】

燃料交換のために、原子炉キャビティを満水にした状態である。原子炉キャビティが満水状態ではRHR系による冷却が停止した場合でも、１次冷却系が飽和状態となり、さらに蒸発によって燃料が露出状態となるまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

【POS7：燃料取出し状態（燃料が原子炉容器内にない状態）】

燃料交換及び燃料検査のために燃料が原子炉容器から使用済燃料ピットへ移送されている状態である。この間は炉内に燃料が存在しないことから本評価の対象外とした。

【POS8：原子炉キャビティ満水状態②（燃料の装荷時）】

新燃料及び検査の終了した燃料を炉心に装荷するために原子炉キャビティを満水にしている状態である。POS6と同様にRHR系による冷却が停止した場合でも炉心損傷に至るまでには多大な時間余裕が存在し、機器の復旧に期待できることから、本評価の対象外とした。

【POS9：RHR系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）】

原子炉容器ふた取り付け、SGノズル蓋の取り外し等のために１次冷却系の水位を原子炉ノズルセンタ付近まで低下させたPOSである。

前述したように水位の低下によりRHRポンプがキャビテーションを生じる可能性があり、また１次冷却系の保有水量が少なく、POS5と比較して、崩壊熱は小さくなるものの、炉心損傷までの時間余裕が他の状態に比べて少ないことが特徴である。

【POS10：RHR系による冷却状態④（１次冷却系は満水状態）】

１次冷却系の漏えい試験を実施するに先立って、１次冷却系を満水状態とする。

【POS11：１次冷却系の漏えい試験（RHR系は一時的に隔離される。）】

プラント起動に先立って、１次冷却系の漏えい試験を実施する。１次冷却系の圧力は定格圧力まで加圧されることから、RHR系は一時的に隔離される。漏えい試験実施後は再び１次冷却系の減圧を行い、RHR系による冷却状態に復帰させる。なお、当該POSについては、１次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS12：RHR系による冷却状態⑤（１次冷却系は満水状態）】

RHR系による冷却状態に復帰した後、原子炉の起動に先立って原子炉は昇温、昇圧される。177℃以下ではRHR系を運転しながら昇温を実施する。

【POS13：RHR系隔離から高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除）まで】

１次冷却材温度が177℃に達するとRHR系を隔離し、主蒸気逃がし弁を使用しながら、高温停止状態まで原子炉の昇温、昇圧し、安全注入信号ブロック解除に至る。なお、当該POSについては、１次系が高圧であり、本評価の目的である、重要事故シーケンス選定の観点では、出力運転時の評価に包絡されるため、本評価の対象外とした。

【POS14：高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）】

ECCS自動起動信号ブロック解除後の昇温、昇圧状態から高温停止状態を１つのプラント状態として分類する。LOCAが生じた場合にはECCSは自動起動し、燃料の健全性を確保する。上述したとおり、ECCS自動起動信号のブロック解除以降は出力運転中の評価に包含されるため、基本的に評価対象外としたが、反応度の誤投入については、本POSのみ発生の可能性があるため、反応度の誤投入のみ特別に本POSを評価対象とした。

また、緩和設備の使用可能性については、保安規定の要求事項を基に保守的に設定した。分類したPOSごとの継続時間を第1.1.2.a-3表に、緩和設備の使用可能性を第1.1.2.a-4表に示す。

1.1.2.b.　起因事象

起因事象とは、通常の運転状態を妨げる事象であって、炉心損傷や格納容器機能喪失へ波及する可能性のある事象のことである。

①　評価対象とした起因事象のリスト、説明及び発生頻度

(1) 起因事象の選定方法

本プラントに適用する起因事象を以下の手法から検討し、選定を行った。

１．原子力施設運転管理年報等による、当該プラント及び他の国内プラントのトラブル事例のレビュー

国内PWRプラントにおけるトラブル事例について、原子力施設運転管理年報及び原子力安全基盤機構（JNES）で公開されているトラブル情報を基に調査した。

２．マスターロジックダイヤグラムに基づく分析

マスターロジックダイヤグラムを用いて起因事象の分析を行った。分析結果について第1.1.2.b-1図に示す。

炉心の過大な損傷要因としては、燃料棒や器物の落下に伴う「機械的損傷」と「燃料の過熱損傷」が考えられる。このうち「機械的損傷」は、重量物の落下等損傷範囲が想定事象で一意的に同定されるものであり、PRAとして取り扱う要素は少ない。

一方、「燃料の過熱損傷」に至る要因としては、「燃料の過出力」又は「燃料の冷却不能」が考えられる。

「燃料の過出力」をもたらす事象として、「反応度投入事象」が考えられる。一方、「燃料の冷却不能」をもたらす事象としては、「１次冷却材流出」及び「崩壊熱除去失敗」が考えられる。

前者の「１次冷却材流出」をもたらす事象として、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」、「オーバードレン」及び「水位維持失敗」事象が考えられる。

ここで、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」事象としては、配管破断（いわゆるLOCA）と、運転員による弁の誤操作等による１次冷却材の系外への流出が考えられる。このうち配管破断については、プラント停止中に１次冷却系圧力が低圧状態（2.7MPa[gage]）又は大気圧状態に置かれている状態では発生の可能性が極めて低いと考えられるため、本評価では、１次冷却系圧力が低圧状態又は大気圧状態においては、弁の誤操作等による「１次冷却材流出」を対象とする。後者の「崩壊熱除去失敗」をもたらす事象としては、「余熱除去機能喪失」事象、「外部電源喪失」事象及び「原子炉補機冷却機能喪失」事象が考えられるため、これらも炉心損傷に至る起因事象として考慮する。

３．国内外での既往のPRAによる知見の活用

既往のPRA研究で選定された起因事象について調査を実施した。調査結果について第1.1.2.b-1表に示す。

以上により同定した起因事象は以下のとおりである。

・余熱除去機能喪失
・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）
・オーバードレン
・水位維持失敗
・外部電源喪失
・原子炉補機冷却機能喪失
・反応度の誤投入
・インターフェイスシステムLOCA
・低温過加圧事象
・主給水喪失
・過渡事象
・２次冷却系の破断
・蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）

(2) 同定した起因事象の除外

同定した起因事象のうち、以下に示す起因事象については、発生する可能性が極めて低い等の理由から評価対象から除外している。

ａ．インターフェイスシステムLOCA

停止時PRAの評価対象期間においては、長時間にわたり原子炉容器が開放されている。また、原子炉容器が開放されていない期間においても、原子炉冷却材バウンダリ漏えい検査時を除いて１次冷却材圧力が高圧になることはなく、インターフェイスシステムLOCAの発生する確率は非常に小さいことから、起因事象から除外した。

b．低温過加圧事象

低温過加圧事象は、停止時に１次冷却系が低温にあり、かつ閉止状態において、加圧事象が生じた場合に発生する。加圧事象の原因となり得る設備については、運転モードごとに使用できる状態の系統・トレンを制限して、発生の可能性を低減している。また、加圧事象に至る原因としては高圧注入系の誤起動等が考えられるが、低温時には加圧器逃がし弁作動圧力は低圧設定となる低温過加圧防止装置が設置されており、低温過加圧事象が生じるには、加圧事象発生と過加圧防止設備不作動の重畳が必要となること、また、加圧器安全弁の取外しや加圧器逃がし弁の動作台数の確保等の過加圧防止対策を実施することから、その発生確率は非常に低いと考えられるため、起因事象から除外した。

c．過渡事象、２次冷却系の破断、SGTR、主給水喪失

今回の停止時PRAでは、RHR運転状態のPOSのみを評価対象としているため、主給水喪失、２次冷却系の破断、SGTR、過渡事象が発生しても、余熱除去系による崩壊熱除去機能は基本的に損なわれることはない。従って、これらの事象は起因事象から除外した。また、起因事象の選定に当たって参考とした、プラント停止状態におけるPRAの既往研究においては、これらの起因事象も対象とされている例[1,2]があったが、炉心損傷頻度に対する寄与が非常に小さい結果が得られている。

[1] IPSN, "A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900MWe Pressurized Water Reactor", Main Report, April 1990.

[2] EDF, "A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre (1300MWe)", Overall Report, May31, 1990.

(3) 起因事象のグループ化

同定した起因事象については、単独で炉心損傷頻度の評価を実施することも可能であるが、事象の類似した起因事象をグループ化して評価を実施することも可能である。起因事象をグループ化する際には、事象シナリオの展開が類似しており、同一の緩和機能が必要とされるグループに分類する。つまり、同一グループについては必要とされる緩和設備等が類似する起因事象であるため、同一のイベントツリー及びフォールトツリーを用いることのできる起因事象をグループ化することとしている。ただし、本評価においては、「水位維持失敗」及び「オーバードレン」を「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失」内にグループ化することも可能であるが、詳細な評価を実施するために個別に算出した。

以上の検討結果より、本プラントの評価対象とする起因事象は以下の７事象とした。

・余熱除去機能喪失

RHR系の弁やポンプの故障により余熱除去機能が喪失する事象。運転中の余熱除去系１系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することで余熱除去機能が喪失する事象を想定する。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

配管破断か運転員の弁の誤操作等により１次冷却材が系外へ流出する事象。低温停止時には、配管破断による１次冷却材の流出の可能性は低いと考えられ、弁の誤操作等による１次冷却材の流出を対象とする。

・オーバードレン

RCS水抜き操作時に、RCS水位がミッドループまで低下した後、水抜きを停止する通常の操作に失敗し、水位低下が継続する事象。

・水位維持失敗

ミッドループ運転中に何らかの原因によりRCS水位が低下し、かつ水位低下が継続する事象。

・外部電源喪失

外部電源が喪失する事象。発生した場合には、非常用所内交流電源（ディーゼル発電機）が起動して交流電源を供給するが、ディーゼル発電機の起動に失敗した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

・原子炉補機冷却機能喪失

補機冷却水系の弁やポンプの故障により、補機冷却機能が喪失する事象。発生した場合には崩壊熱除去が不可能となる可能性がある。

・反応度の誤投入

希釈操作時に、必要な希釈量の算出または設定に失敗し、異常の察知にも失敗する事象。

(4) 起因事象の発生頻度評価

起因事象の発生頻度は、次のａ．～ｃ．の手法を用いて算出した。

ａ．出力時及び停止時の運転実績より算出

次に示す起因事象は、出力運転状態に関係なく発生する事象であるため、出力運転時及び停止時の運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用いて算出した発生頻度を適用した。

・外部電源喪失

・原子炉補機冷却機能喪失

具体的な発生頻度の評価方法については、出力運転時PRAと同様である。

ｂ．停止時の運転実績より算出

ａ．以外の停止時特有の起因事象のうち次の起因事象については、停止時のプラントの運転経験から得られた起因事象の発生件数と運転期間（運転時間あるいは暦日等）を用い

て算出した。

・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失

・余熱除去機能喪失

これらのうち、余熱除去機能喪失に関しては、RHR系統の故障として平成23年３月31日までに国内で１件の発生実績があるが、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失は発生実績が無く、発生件数を0.5件として評価した。

○　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の発生頻度

＝ 0.5 / 612,397 ＝ 8.2E-07（／h）

612,397：RHR系統運転時間（h）

○　余熱除去機能喪失（RHR系統の故障）の発生頻度※

＝ 1 / 612,397 ＝ 1.6E-06（／h）

612,397：RHR系統運転時間（h）

※本起因事象としては、運転中のRHR系の故障頻度（1.6E-06／h）に、システム解析にて算出した待機中のRHR系による冷却失敗確率（3.6E-02）を乗じた5.8E-08／hが発生頻度となる。

ｃ．システム解析により算出

発生がミッドループ運転時もしくは原子炉起動操作時に限定される次の３つの起因事象については、発生実績が０件である上に運転実績がｂ項の起因事象に比べても極めて少なくなり、発生件数を0.5件と仮定すると過度に保守的な評価となる。したがって、システム信頼性解析による評価を実施した。

・オーバードレン

・水位維持失敗

・反応度の誤投入

○　オーバードレン

停止時のRCS水抜き操作はPOS5及びPOS9において必ず（確率１で）実施されることを起点として、通常のミッドループ水位での停止操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止操作に対して、人的過誤確率（HEP）及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。

具体的には、ミッドループ運転中の抽出流量の調整に係る機器故障確率及び調整失敗、水位計読み取り失敗の人的過誤確率を考慮した結果、2.4E-03の確率で水位低警報が発信するとし、また、警報発令後の操作失敗の人的過誤確率、機器故障確率を考慮した結果、

オーバードレン発生頻度は

4.1E-06（／炉年）

となった。

○　水位維持失敗

ミッドループ運転中の水位低下事象の発生を起点として、水位計の監視に基づく通常のドレン停止（水位回復）操作及び（バックアップとして）警報発信に基づくドレン停止（水位回復）操作に対して、人的過誤確率（HEP）及び機器故障確率を見込むことで評価を行った。本評価の考え方については、オーバードレンと同じであり、評価の結果、水位維持失敗発生頻度は

4.1E-06（／炉年）

となった。

○　反応度の誤投入

反応度の誤投入としては、「臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として原子炉起動前の停止状態において、１次系への純水注入により、１次冷却材が希釈される」時の発生が想定される１次系への純水注入として、「希釈ラインの故障」及び「希釈中の操作誤り」が考えられる。「希釈ラインの故障」については、希釈ライン上の複数の弁において内部リークが発生し、１次冷却系統に純水が大量流入することにより事象が発生するが、その頻度は1.0E-10／炉年を大きく下回り十分小さい一方「希釈中の操作誤り」については希釈量設定及び計数率監視のための運転員操作を考慮し、THERP解析によりヒューマンエラーを評価した結果、反応度の誤投入の発生頻度は、

3.1E-08（／炉年）

と評価された。なお、制御棒の誤操作による反応度の誤投入も考えられるが、定期検査中の運用を考慮すると、その可能性は極めて低いと考えられる。

以上の算出結果をまとめて、第1.1.2.b-2表に示す。

なお、川内１号炉及び２号炉においては、本評価で挙げた起因事象はいずれも発生しておらず、起因事象発生頻度の観点でプラント固有の特徴は見受けられない。

1.1.2.c.　成功基準

既往のPRAや熱水力解析結果を反映し、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作の組合せや、緩和設備や緩和操作がその機能を達成するために必要な条件を定めた。

①　成功基準の一覧表

【炉心損傷判定条件】

○　一般的な炉心損傷判定条件

有効燃料長頂部が露出した状態とする。

○　反応度の誤投入時の炉心損傷判定条件

臨界に達した状態とする。

（本評価では反応度の誤投入に対する緩和策に期待しないため、保守的に上記のように設定する。）

【起因事象ごとの成功基準】

○安全機能として期待できるか否かの判断基準を以下に示す。

１）除熱機能：熱交換器の除熱能力が崩壊熱量を上回るか

２）注水機能：蒸発量を補うだけの注水が可能か（除熱機能）又は流出量を補うだけの注水が可能か（冷却材流出時）

○RHR系及び非常用電源の成功基準は、単一故障が発生しても、系統全体の機能は喪失しないという条件で設定。起因事象「外部電源喪失」の成功基準は以下のとおり。

イベントヘディング	機　　能	成功基準
非常用電源	ディーゼル発電機	1/2台
RHR系による冷却	ポ ン プ	1/2ポンプ
	熱交換器	1/2熱交換器
	ル ー プ	2/3ループ

【対処設備作動までの余裕時間及び使命時間】

○　余裕時間

アクシデントマネジメント策を除外した評価のため、期待できる緩和手段はRHR系統の手動起動のみ（炉心注入による水位回復には期待しない）であり、時間余裕は「有効燃料頂部露出」までではなく、「RHR運転が可能なRCS水位レベルまで」とした。

具体的には、１次冷却材の保有水量が最も少なく、かつ崩壊熱量が大きいPOS5について、ミッドループ運転を模擬した「崩壊熱除去機能喪失」のこれまでの解析結果を参照し、１次系保有水量が減少し始めるまでの時間を保守的に見積もって、10分を時間余裕として設定した。なお、POS4、POS10及びPOS12については、POS5と比較して１次冷却材の保有水量が多く、また、POS9については、POS5と比較して崩壊熱量が小さいことから、余裕時間はPOS5より大きくなるが、保守的にこれらPOSの余裕時間も10分と設定した。

○　使命時間

本評価では、事故後24時間までの安定冷却が可能であれば、それ以降の時間で仮に不具合が発生したとしても、ある程度崩壊熱は除去されており、喪失した設備の復旧や追加の

運転員操作に期待できると工学的に判断し、24時間を使命時間として設定した。

【熱水力解析等の解析結果、及び解析コードの検証性】

成功基準設定のために熱水力解析を実施していない。

1.1.2.d.　事故シーケンス

事故シーケンスとは、炉心損傷等に至るまでの、起因事象の発生並びに各種安全機能喪失の組合せのことである。

①　イベントツリー

各起因事象に対して、炉心損傷を防止するために必要な緩和設備又は緩和操作を検討し、炉心損傷に至る事故シーケンスを展開した。また、展開した事故シーケンスの最終状態を炉心損傷状態または成功状態のいずれかに分類した。

各起因事象のイベントツリーを第1.1.2.d-1(a)図～第1.1.2.d-1(g)図に示す。

1.1.2.e.　システム信頼性

事故シーケンスの頻度を推定するには、展開したイベントツリーの各分岐に対して成功・失敗確率を決める必要がある。この各分岐点におけるプラント緩和システムの成功・失敗確率を決めるために、フォールトツリー法によるシステム信頼性解析を実施した。本項目では、前項で抽出されたイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系と、それを適切に運転するために必要となるサポート系について、フォールトツリーを構築し定量化を実施した。

①　評価対象としたシステムとその説明

評価対象としたシステムについて一覧表を作成し、それぞれのシステムごとに概要、機能、系統図、必要とするサポート系、試験、システム信頼性評価上の主要な仮定等を整理した。評価対象システムの一覧を以下に示す。また、フロントライン系とサポート系の依存性を第1.1.2.e-1表に、サポート系同士の依存性を第1.1.2.e-2表に示す。

【サポーティングシステム】

１．電源系
２．信号系
３．制御用空気系
４．換気空調系
５．原子炉補機冷却海水系
６．原子炉補機冷却水系

【フロントラインシステム】

7．RHR系

② システム信頼性評価手法

システム信頼性解析ではイベントツリーのヘディングに対応するフロントライン系とそのサポート系について、フォールトツリーを作成し信頼性評価を行った。

フォールトツリーの作成に当たっては、対象範囲を示す概略系統図を作成するとともに、その範囲内にある機器でモデル化すべき故障モードを基事象リストの形で整理した。また、これらの情報に基づき、評価対象としたシステムについてフォールトツリーを作成し、定量化を実施した。

定量化に当たっては、起因事象と緩和設備の従属性や、緩和設備間の従属性を考慮した。これらの従属性により発生しうる共通原因故障を、フォールトツリー結合法を用いて評価した。また、同一又は異なるシステムにおいて、多重性を持たせるために用いられている複数機器の故障については、型式、機能、環境、運用方法等に基づく共通原因故障を、MGL法を用いて評価した。システム信頼性評価の例を第1.1.2.e-1図に示す。

③ システム信頼性評価の結果

構築したフォールトツリーを定量化することにより信頼性解析を行った。また、主要なミニマルカットセットの評価も実施した。

④ システム信頼性評価を実施せずに設定した非信頼度とその根拠

フォールトツリー法を用いずに、技術的判断で非信頼度を求めたものはない。

1.1.2.f. 信頼性パラメータ

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化のために必要となる機器故障率、共通原因故障パラメータ、試験又は保守作業による待機除外確率等を評価するために必要となるパラメータを整備した。

① 非信頼度を構成する要素と評価式

非信頼度を構成する要素としては、機器故障率データ、共通原因故障パラメータ、試験による待機除外データ、保修による待機除外データ等があり、それぞれの評価式に基づき非信頼度を評価した。

② 機器故障率パラメータの一覧

システム信頼性解析や事故シーケンスの定量化で使用する機器故障率データは、原則として、

原子力安全推進協会（JANSI）が管理している原子力施設情報公開ライブラリーNUCIA（http://www.nucia.jp/）で公開されている国内プラントの故障実績（1982年度～2002年度21ヵ年49基データ（21ヵ年データ））を基にした「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（平成21年５月公表）」に記載されているデータ（以下、国内故障率データ）を使用する。また、NUCIAで公開されている国内プラントの故障実績は、「原子力発電所に関する確率論的安全評価用の機器故障率の算出（1982年度～1997年度16ヵ年49基データ改訂版）（平成13年２月）、電中研報告P00001、(財)電力中央研究所」で定義した機器バウンダリに従っている。なお、評価対象機器のうち、NUCIAでグループ登録されていないものについては、類似性を考慮した工学的判断に基づいてNUCIAの機器グループに分類した。

③　機器復帰の取扱い方法及び機器復帰失敗確率

停止時PRAにおいては、故障した機器の使命時間中の復旧は考慮していない。

④　待機除外確率

定期検査期間中には、出力運転中と異なり、検査・保修を実施するために系統や機器を待機除外とする期間がある。この期間は定期検査によって変わり得るが、本評価では保安規定で定める運転上の制限を考慮し、設備の冗長性が最も小さくなる状態を仮定して、保守的に各POSに対する待機状態を設定した。

⑤　共通要因故障の評価方法と共通要因故障パラメータ

共通原因故障パラメータについては、NUREG/CR-5497（停止時PSA学会標準推奨データベース）の改訂版である「CCF Parameter Estimations 2010」に記載されるMGLパラメータを使用する。MGLモデルは冗長度が高い系の解析に対応しており、原子力プラントにおいて広く使用実績のある共通原因故障パラメータである。

1.1.2.g.　人的過誤

人間信頼性解析とは、炉心損傷頻度に有意な影響を及ぼし得る人間行動（タスク）に対して、起こり得る人的過誤を同定してそのタスクの成功または失敗の確率を評価することである。本作業では、起因事象発生前の作業及び発生後の緩和操作を対象として、それらを遂行する過程で起こり得る人的過誤を同定し、その発生確率を算出した。

①　評価対象とした人的過誤及び評価結果

人間信頼性解析は、ヒューマンエラーハンドブック（NUREG/CR-1278）のTHERP（Technique for Human Error Rate Prediction）手法を使用して評価した。

(1) 起因事象発生前人的過誤

事象発生前に考慮すべき人的過誤として、試験・保守時において作業終了後、手動弁及び

手動ダンパを正しい状態に復帰させる際の復旧忘れを考慮した。

運転操作エラー項目	操作場所	HEP
弁の操作忘れ	現場	1.0E-02

(2) 起因事象発生後人的過誤

プラントで事故が発生した場合、運転員は運転基準（手順書）に記載されている手順に従って、原子炉を安全に停止させるために必要な措置をとる。PRAにおいては、運転員が行う以下の行為を人的過誤の評価対象とする。

(a) 診断失敗

運転基準（手順書）へのエントリ失敗を、診断過誤として取り扱う。なお、診断行為は複数の計器指示、警報等からプラントで発生した事象を特定することから、時間的な余裕を考慮する。なお、診断失敗が発生した場合、運転員は当該運転基準（手順書）の操作すべてに失敗するものとして取り扱う。本評価で用いる診断過誤確率は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	診断過誤確率
診断失敗	3.0E-02

(b) 操作失敗・読取失敗

操作失敗については、運転基準（手順書）に記載された操作の中で、炉心損傷の観点から、事故シナリオの中で必要となる操作を同定する。

読取失敗については、運転基準（手順書）に「～を確認する。」のような記載があり、かつ、それに付帯した機器等の操作がある場合は、その確認を「読取」として扱い、同定対象とする。読取に失敗した場合、続く操作に失敗するものとして取り扱う。ただし、読取失敗については、複数の計器により判断が可能である場合には、失敗の確率が充分に小さいとして、評価対象外とする。本評価で用いる事象発生後の操作失敗に係る人的過誤確率（HEP）は下表のとおりである。

運転操作エラー項目	操作場所	HEP
弁の操作失敗	中央制御室	1.0E-03
補機の操作失敗	中央制御室	1.0E-03

本評価では、読取失敗に係る人的過誤を取り扱っていない。

(3) 起因事象発生に係わる人的過誤

オーバードレン、水位維持失敗及び反応度の誤投入の起因事象発生において、人的過誤を考慮した。本人的過誤では(2)(b)と同様の考え方に基づき、操作失敗及び読取失敗を取り扱

っている。

1.1.2.h.　炉心損傷頻度

①　炉心損傷頻度の算出に用いた方法

前記の種々の作業は、事故シーケンスの発生頻度を求める定量化作業に集約される。起因事象や展開したイベントツリー、フォールトツリーの各基事象に対し数値（起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤率等）を入力して事故シーケンス発生頻度を計算する。

炉心損傷頻度の算出のため、事故シーケンスの定量化を行った。事故シーケンスの定量化は、計算コードRisk Spectrumを使用して、イベントツリー解析、フォールトツリー解析を行い、炉心損傷頻度を算出した。

また、停止時PRAにおける炉心損傷頻度は、分類された各POSの炉心損傷確率を合算することによって１回の停止当たりの炉心損傷確率を算出しており、１回の停止は通常時約１年に１回行われるため、算出した炉心損傷確率を年当たりの炉心損傷頻度（／炉年）とみなすことで得ることができる。

②　炉心損傷頻度

事故シーケンスの定量化を行った結果、全炉心損傷頻度は4.7E-04（／炉年）となった。起因事象別・POS分類別の炉心損傷頻度の内訳を第1.1.2.h-1表、主要事故シーケンス及び主要カットセットを第1.1.2.h-2表に示し、POS別及び起因事象別の炉心損傷頻度の割合を第1.1.2.h-1図及び第1.1.2.h-2図に示す。

起因事象別の結果では、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の寄与が最も大きくなっている。次いで、余熱除去機能喪失となっている。

炉心損傷頻度をPOS別に見ると、炉心損傷頻度は継続時間の長い順に大きくなっており、緩和手段が乏しい本評価では結果が継続時間に強く依存している。このため、継続時間の相対的に長いPOS9が最も厳しく、次いでPOS5及びPOS12の寄与が大きくなっている。

③　重要度解析

全炉心損傷頻度に対するFussell-Vesely（FV）重要度及びリスク増加価値（RAW）を評価し、全炉心損傷頻度への寄与の大きい因子を分析した。

(1) FV重要度

FV重要度は、炉心損傷の発生を仮定したときに、当該事象の発生が寄与している割合を表す指標である。FV重要度の評価結果を第1.1.2.h-3表に示す。

評価の結果、第１位は「診断失敗」の約７％、第２位・第３位は「Ｂ余熱除去冷却器冷却水第２出口弁　開操作失敗」、「Ａ余熱除去冷却器冷却水第２出口弁　閉操作失敗」の約0.2%ずつとなった。

第１位のFV重要度が約７％、第２位・第３位は約0.2%ずつしかないことから、全炉心損傷頻度の要因の大部分は、緩和系の失敗ではなく、緩和系に期待できない起因事象の発生であ

ることが分かる。

(2) リスク増加価値（RAW）

RAWは、対象とする事象が必ず発生すると仮定した場合に、リスクがどれだけ増加するかを示す指標である。RAWの評価結果を第1.1.2.h-4表に示す。

評価の結果、RAWの上位は約３で同等の値を示していることから、機器故障やヒューマンエラーの発生で、炉心損傷に至るものが多数存在することが分かる。

④ 不確実さ解析

起因事象発生頻度、機器故障率、人的過誤等のパラメータが持つばらつき（不確実さ）が炉心損傷頻度に与える影響（炉心損傷頻度の平均値及びエラーファクタ（EF））を評価した。不確実さ解析の結果を第1.1.2.h-5表に示す。

評価の結果、全炉心損傷頻度（点推定値）は4.7E-04/炉年であったが、不確実さ解析の結果、CDF（平均値）は4.8E-04/炉年、不確実さ幅を示すエラーファクタは3.5となり、各パラメータの不確実さの影響により、上限値と下限値の間に約１桁程度の幅があることが分かった。

⑤ 感度解析

炉心損傷頻度に影響する因子として、運転中の充てん／高圧注入ポンプに期待できるとした場合に着目し、全炉心損傷頻度に対する寄与が最も大きい原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失を対象に感度解析を実施した。感度解析の結果を第1.1.2.h-6表に示す。

感度解析の結果、原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失の炉心損傷頻度は4.0E-07/炉年となりベースケースから約1/1000に低減し、全炉心損傷頻度は6.7E-05/炉年となりベースケースから約1/7に低減した。

運用上は運転が継続している充てん系に期待するだけでも、炉心損傷頻度が上記の程度まで低減することが分かった。

第1.1.2.a-1表　系統設備概要

原子炉保護系	４トレン 制御棒　48本
余熱除去系	余熱除去ポンプ　２台（うず巻式） ポンプ容量　約852m^3／h（１台運転時） 約681m^3／h（２台運転時）
ディーゼル発電機	横置回転界磁・三相同期発電機　２台 発電容量　約7,200kVA／台
直流電源設備	安全系蓄電池　２組 容量　約1,200A・h／組 常用系蓄電池　１組 容量　約3,500A・h／組
原子炉補機冷却水系	原子炉補機冷却水ポンプ　４台（うず巻式） ポンプ容量　約1,300m^3／h／台
原子炉補機冷却海水系	海水ポンプ　４台（斜流式） ポンプ容量　約2,200m^3／h／台

第1.1.2.a-2表　川内１号炉及び２号炉定期検査の工程日数の比較

	定期検査	(1)ECCS自動起動信号ブロック ～RHR系による冷却状態② (POS3 ～ POS5)	(2)RHR系による冷却状態③ ～ECCS自動起動信号ブロック解除 (POS9 ～ POS13)	(1)＋(2) 合　計	定期検査 合計日数
川内1号炉	第17回 定期検査	８日	14日	22日	79日
	第18回 定期検査	８日	41日	49日	88日
	第19回 定期検査	９日	30日	39日	100日
	第20回 定期検査	８日	43日	51日	134日
川内2号炉	第16回 定期検査	８日	15日	23日	51日
	第17回 定期検査	８日	15日	23日	74日
	第18回 定期検査	10日	19日	29日	96日
	第19回 定期検査	８日	14日	22日	89日

第1.1.2.a-3表　各プラント状態の継続時間

プラント状態（POS）	POSの継続時間（ｈ）
4	72.7
5	102.2
9	178.2
10	42.3
12	95.8
14	40.9

第1.1.2.a-4表　緩和設備の使用可能性

プラント状態		(1) 部分出力運転	(2) 高温停止状態 (SIブロックまで)	(3) 高温停止状態 (RHR運転開始まで)	(4) RHR運転 ①RCS満水	(5) RHR運転 ②ﾐｯﾄﾞﾙｰﾌﾟ	(6) 原子炉ｷｬﾋﾞﾃｨ満水	(7) 燃料取り出し状態	(8) 原子炉ｷｬﾋﾞﾃｨ満水	(9) RHR運転 ③ﾐｯﾄﾞﾙｰﾌﾟ	(10) RHR運転 ④RCS満水	(11) 1次冷却系の漏洩試験	(12) RHR運転 ⑤RCS満水	(13) 高温停止状態 (RHR隔離以降)	(14) 高温停止状態 (SIﾌﾞﾛｯｸ解除以降)	(15) 部分出力運転
運転モード		1,2	3	3	5	6	6	－	6	6	5	4	5	3	3	2
6.6kV M／C母線	C	－			○		－			○		－	○	－		
	D	－			○		－			○		－	○	－		
440V P／C母線	C	－			○		－			○		－	○	－		
	D	－			○		－			○		－	○	－		
440V RCC母線	C	－			○		－			○		－	○	－		
	D	－			○		－			○		－	○	－		
125V非常用直流母線	A	－			○		－			○		－	○	－		
	B	－			○		－			○		－	○	－		
115V計装用母線	A	－			○		－			○		－	○	－		
	B	－			○		－			○		－	○	－		
	C	－			○		－			○		－	○	－		
	D	－			○		－			○		－	○	－		
外部電源	起動変圧器	－			○		－			○		－	○	－		
	予備変圧器	－			×		－			×		－	×	－		
ディーゼル発電機	A	－			△		－			△		－	△	－		
	B	－			△		－			△		－	△	－		
非常用直流電源（バッテリー）	A	－			△		－			△		－	△	－		
	B	－			△		－			△		－	△	－		
海水ポンプ	A	－			○		－			○		－	○	－		
	B	－			○		－			○		－	○	－		
	C	－			△		－			△		－	△	－		
	D	－			×		－			×		－	×	－		
原子炉補機冷却水ポンプ＋原子炉補機冷却水冷却器	A	－			○		－			○		－	○	－		
	B	－			○		－			○		－	○	－		
	C	－			×		－			×		－	×	－		
	D	－			×		－			×		－	×	－		
余熱除去ポンプ＋余熱除去冷却器	A	－			○		－			○		－	○	－		
	B	－			△		－			△		－	△	－		

○：使用可能（運転中）　　△：使用可能（待機中）　　×：使用不可　　－：検討対象外

第1.1.2.b-1表　考慮している起因事象の比較

起　因　事　象	NSAC-84 (Zion)	NUREG/CR-5015 (Zion)	フランスPRA※1,2	JNES検討※3	本 評 価 (川内１号炉及び２号炉)
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (配管破断)	－	－	○	－	－
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失 (弁の誤開)	○	○	－	○	○
インターフェイスシステムＬＯＣＡ	－	－	○	－	－
２次冷却系の破断	－	－	○	－	－
ＳＧＴＲ	－	－	○	－	－
ヒートシンク喪失	－	－	○	－	○ (補機冷却水喪失)
主給水喪失	－	－	○	－	－
外部電源喪失	○ (余熱除去機能喪失で評価)	○	○	○	○
過渡事象	－	－	○	－	－
反応度の誤投入	－	－	○	○	○
余熱除去機能喪失	○	○	－	○	○
低温過加圧	○	－	－	－	－
水位維持失敗／オーバードレン	－	－	－	○	○

※１：IPSN,”A Probabilistic Safety Assessment of the Standard French 900 MWe Pressurized Water Reactor”,Main Report,April 1990.
※２：EDF,”A Probabilistic Safety Assessment of Reactor Unit 3 in the Paluel Nuclear Power Centre(1300 MWe)”,Overall Report,May 31,1990.
※３：JNES,”JNES におけるPSA 手法の標準化＝停止時内的事象レベル1PSA 手法＝に関する報告書”、別冊１、平成20年８月.

第1.1.2.b-2表　起因事象発生頻度（平成23年３月31日迄）

プラント状態		継続時間※1 (hr)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失※2	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入
			8.2E-07(/hr)	4.1E-06(/炉年)	4.1E-06(/炉年)	5.8E-08(/hr)	5.5E-07(/hr)	2.3E-08(/hr)	3.1E-08(/炉年)
POS1	部分出力運転状態	3.9	－	－	－	－	－	－	－
POS2	高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロックまで）	8.7	－	－	－	－	－	－	－
POS3	高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック以降からRHR系運転開始まで）	10.7	－	－	－	－	－	－	－
POS4	RHR系による冷却状態①（１次冷却系は満水状態）	72.7	6.0E-05	－	－	4.2E-06	4.0E-05	1.7E-06	－
POS5	RHR系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）	102.2	8.4E-05	4.1E-06	4.1E-06	6.0E-06	5.6E-05	2.4E-06	－
POS6	原子炉キャビティ満水状態	69.1	－	－	－	－	－	－	－
POS7	燃料取出し状態	1289.7	－	－	－	－	－	－	－
POS8	原子炉キャビティ満水状態	73.0	－	－	－	－	－	－	－
POS9	RHR系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）	178.2	1.5E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	9.8E-05	4.1E-06	－
POS10	RHR系による冷却状態④（１次冷却系は満水状態）	42.3	3.5E-05	－	－	2.5E-06	2.3E-05	9.7E-07	－
POS11	１次冷却系の漏えい試験（RHR系は一時的に隔離）	15.3	－	－	－	－	－	－	－
POS12	RHR系による冷却状態⑤（１次冷却系は満水状態）	95.8	7.9E-05	－	－	5.6E-06	5.3E-05	2.2E-06	－
POS13	RHR系隔離から高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除まで）	10.1	－	－	－	－	－	－	－
POS14	高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）	40.9	－	－	－	－	－	－	3.1E-08
POS15	部分出力運転状態	117.5	－	－	－	－	－	－	－

※１：川内２号炉第19回定期検査実績　※２：待機中のRHR系による冷却失敗を含めて評価する。

第1.1.2.e-1表　相互依存表（1/2）

フロントライン系（影響を受ける側） ＼ サポート系（影響を与える側）	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
RHR系※1	○	○	○			○

※1　評価期間内であれば換気空調系は不要。

第1.1.2.e-2表　相互依存表（2/2）

サポート系（影響を受ける側）＼サポート系（影響を与える側）	電源系	信号系	制御用空気系	換気空調系	原子炉補機冷却海水系	原子炉補機冷却水系
電源系※1		○		○	○	
信号系	○					
制御用空気系※2、3	○	○		○		○
換気空調系※2、4	○	○	○		○	
原子炉補機冷却海水系※2	○	○				
原子炉補機冷却水系※2	○	○			○	

※1　DGの起動・継続運転のための信号系/換気空調系/原子炉補機冷却水海水系が必要。
※2　通常時待機状態を仮定しているトレンには起動のための信号系が必要。
※3　制御用空気圧縮機室換気空調系が必要。
※4　空調用冷水系には原子炉補機冷却水海水系が必要。

第1.1.2.h-1表　POS分類ごと・起因事象ごとの炉心損傷頻度

プラント状態		継続時間(hr)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入	合計(／炉年)
POS4	RHR系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）	72.7	6.0E-05	—	—	4.2E-06	1.5E-06	1.7E-06	—	6.7E-05
POS5	RHR系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）	102.2	8.4E-05	4.1E-06	4.1E-06	6.0E-06	2.1E-06	2.4E-06	—	1.0E-04
POS9	RHR系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）	178.2	1.5E-04	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	3.6E-06	4.1E-06	—	1.7E-04
POS10	RHR系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）	42.3	3.5E-05	—	—	2.5E-06	8.5E-07	9.7E-07	—	3.9E-05
POS12	RHR系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）	95.8	7.9E-05	—	—	5.6E-06	1.9E-06	2.2E-06	—	8.8E-05
POS14	高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）	40.9	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08
合　計（／炉年）		—	4.0E-04	8.2E-06	8.2E-06	2.9E-05	9.9E-06	1.1E-05	3.1E-08	4.7E-04

第1.1.2.h-2表　主要カットセット（POS5における事故シーケンス：海水ポンプD待機除外）

事故シーケンス		条件付き炉心損傷頻度	非信頼度	寄与率	カットセット
起因事象	緩和手段				
外部電源喪失	非常用所内交流電源失敗	1.1E-04	2.3E-05	20.9%	①DG-A継続運転失敗+海水ポンプC出口手動弁戻し忘れ
			1.6E-05	14.9%	②DG-A、B起動失敗CCF
			1.5E-05	13.7%	③DG-A起動失敗+海水ポンプC出口手動弁戻し忘れ
			5.2E-06	4.8%	④DG-A継続運転失敗+DG-B継続運転失敗
			5.1E-06	4.7%	⑤DG-A、B継続運転失敗CCF
外部電源喪失	RHR系による冷却失敗	3.7E-02	3.0E-02	81.9%	①診断失敗
			2.3E-03	6.2%	②DG-A継続運転失敗
			1.5E-03	4.1%	③DG-A起動失敗
			5.0E-04	1.4%	④余熱除去ポンプA,B起動操作失敗CCF
			2.4E-04	0.7%	⑤蓄電池A機能喪失

第1.1.2.h-3表　FV重要度評価結果

	基事象	FV重要度
1	診断失敗	6.7E-02
2	B余熱除去冷却器冷却水第2出口弁　開操作失敗	1.7E-03
3	A余熱除去冷却器冷却水第2出口弁　閉操作失敗	1.7E-03
4	B余熱除去冷却器出口流量制御弁　調整開操作失敗	1.7E-03
5	ディーゼル発電機A　継続運転失敗	1.3E-03
6	余熱除去ポンプA,B　起動操作失敗CCF	1.1E-03
7	余熱除去冷却器バイパス流調弁　開度調整信号発信失敗	1.0E-03
8	余熱除去ポンプ出口流量高ON　Bトレン信号発信失敗	1.0E-03
9	ディーゼル発電機A　起動失敗	8.5E-04
10	B余熱除去ポンプ　起動操作失敗	8.3E-04

第1.1.2.h-4表　RAW評価結果

	基事象	RAW
1	診断失敗	3.2E+00
2	余熱除去ポンプA,B起動操作失敗CCF	3.2E+00
3	原子炉補機冷却水ポンプA継続運転失敗	3.2E+00
4	原子炉補機冷却水ポンプB継続運転失敗	3.2E+00
5	A制御用空気圧縮機　継続運転失敗	3.2E+00
6	海水ポンプA　継続運転失敗	3.2E+00
7	海水ポンプB　継続運転失敗	3.2E+00
8	制御用空気圧縮機室給気ファン　継続運転失敗	3.2E+00
9	蓄電池室給気ファン　継続運転失敗	3.2E+00
10	蓄電池室排気ファン　継続運転失敗	3.2E+00

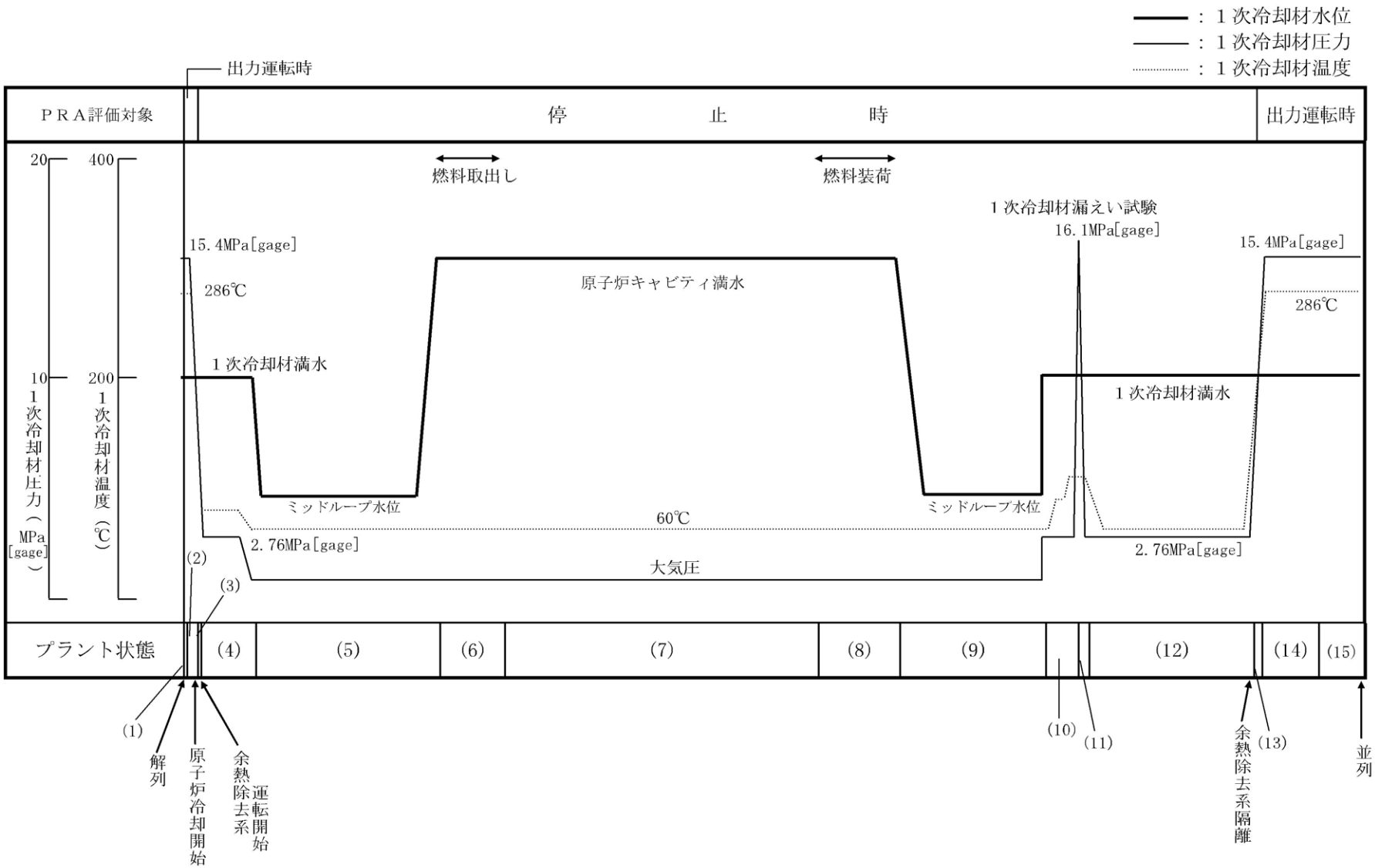
第1.1.2.h-5表　不確実さ解析結果

不確実さ	全炉心損傷頻度
95%上限値	1.3E-03（/炉年）
平均値	4.8E-04（/炉年）
中央値	3.2E-04（/炉年）
５%下限値	1.1E-04（/炉年）
点推定値	4.7E-04（/炉年）
エラーファクタ	3.5

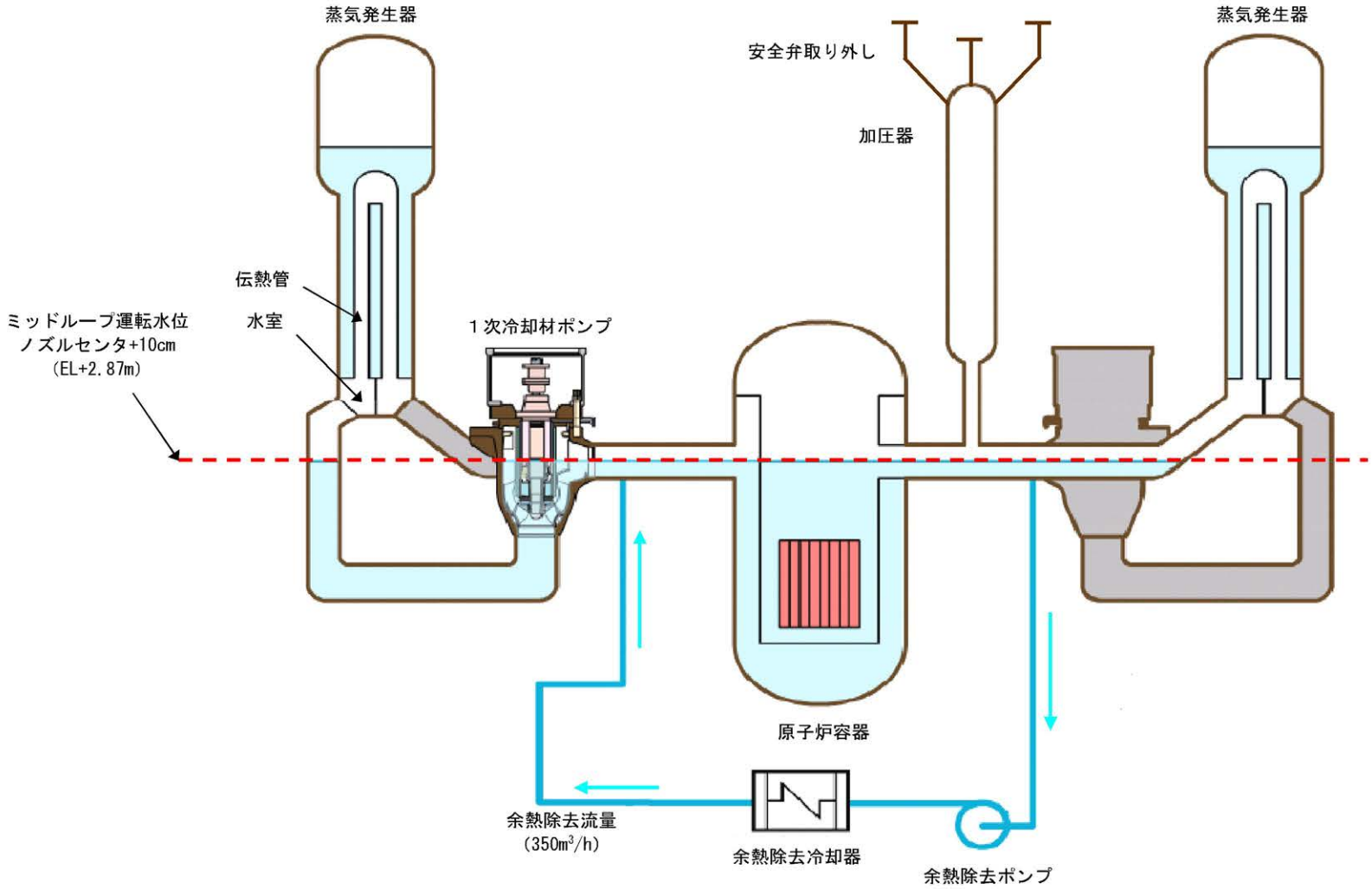
第1.1.2.h-6表　感度解析結果

プラント状態		継続時間(hr)	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	水位維持失敗	オーバードレン	余熱除去機能喪失	外部電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	反応度の誤投入	合計(／炉年)
POS4	RHR系による冷却状態①（1次冷却系は満水状態）	72.7	6.0E-08 (6.0E-05)	—	—	4.2E-06	1.5E-06	1.7E-06	—	7.4E-06 (6.7E-05)
POS5	RHR系による冷却状態②（ミッドループ運転状態）	102.2	8.4E-08 (8.4E-05)	4.1E-06	4.1E-06	6.0E-06	2.1E-06	2.4E-06	—	1.9E-05 (1.0E-04)
POS9	RHR系による冷却状態③（ミッドループ運転状態）	178.2	1.5E-07 (1.5E-04)	4.1E-06	4.1E-06	1.0E-05	3.6E-06	4.1E-06	—	2.6E-05 (1.7E-04)
POS10	RHR系による冷却状態④（1次冷却系は満水状態）	42.3	3.5E-08 (3.5E-05)	—	—	2.5E-06	8.5E-07	9.7E-07	—	4.3E-06 (3.9E-05)
POS12	RHR系による冷却状態⑤（1次冷却系は満水状態）	95.8	7.9E-08 (7.9E-05)	—	—	5.6E-06	1.9E-06	2.2E-06	—	9.8E-06 (8.8E-05)
POS14	高温停止状態（ECCS自動起動信号ブロック解除以降）	40.9	—	—	—	—	—	—	3.1E-08	3.1E-08 (3.1E-08)
合　　計（／炉年）		—	4.0E-07 (4.0E-04)	8.2E-06	8.2E-06	2.9E-05	9.9E-06	1.1E-05	3.1E-08	6.7E-05 (4.7E-04)
比率（感度解析/ベースケース）		—	0.001	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	1.00	0.14

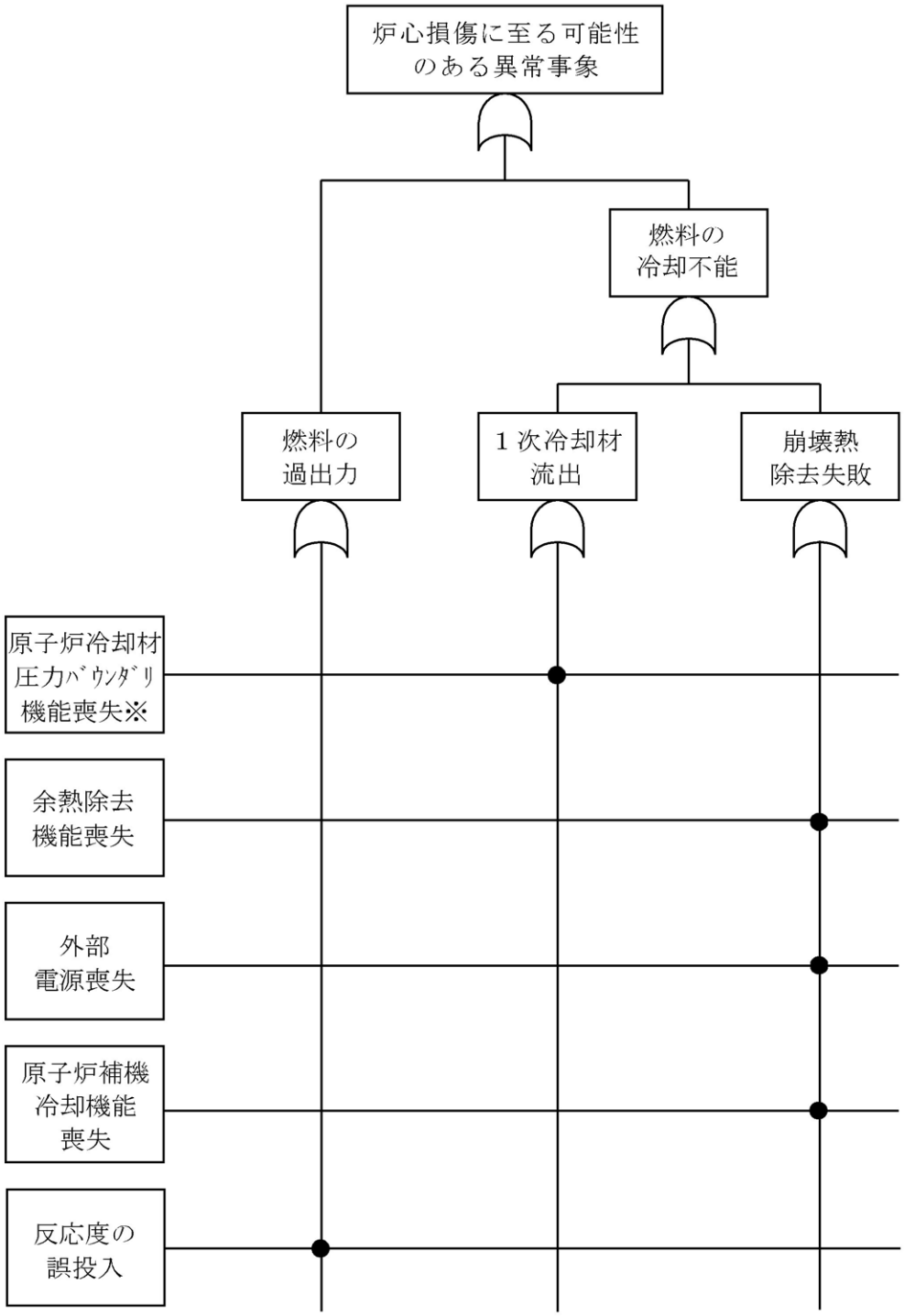
（　）はベースケースの炉心損傷頻度（変更箇所のみ記載）。ベースケースは緩和策として充てん系による注入に期待しない評価結果。



第1.1.2.a-1図　定期検査時のプラント状態と主要パラメータの推移



第1.1.2.a-2図　ミッドループ運転概要図



※原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失（弁の誤開）、オーバードレン、水位維持失敗を想定

第1.1.2.b-1図　炉心損傷に至る可能性のある異常事象のマスターロジックダイヤグラム

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス
――――――	炉心損傷（緩和手段なし）

第1.1.2.d-1(a)図　原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失イベントツリー

オーバードレン	事故シーケンス
――――――	炉心損傷（緩和手段なし）

第1.1.2.d-1(b)図　オーバードレンイベントツリー

水位維持失敗	事故シーケンス
――――――	炉心損傷（緩和手段なし）

第1.1.2.d-1(c)図　水位維持失敗イベントツリー

【仮定条件】

・原子炉冷却材バウンダリ機能喪失、オーバードレン及び水位維持失敗は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

・原子炉冷却材バウンダリ機能喪失事象、オーバードレン及び水位維持失敗は、運転員による弁の誤操作又は過剰なドレン等による１次冷却材の系外への流出を起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。

余熱除去機能喪失	事故シーケンス
――	炉心損傷（緩和手段なし）

第1.1.2.d-1(d)図　余熱除去機能喪失イベントツリー

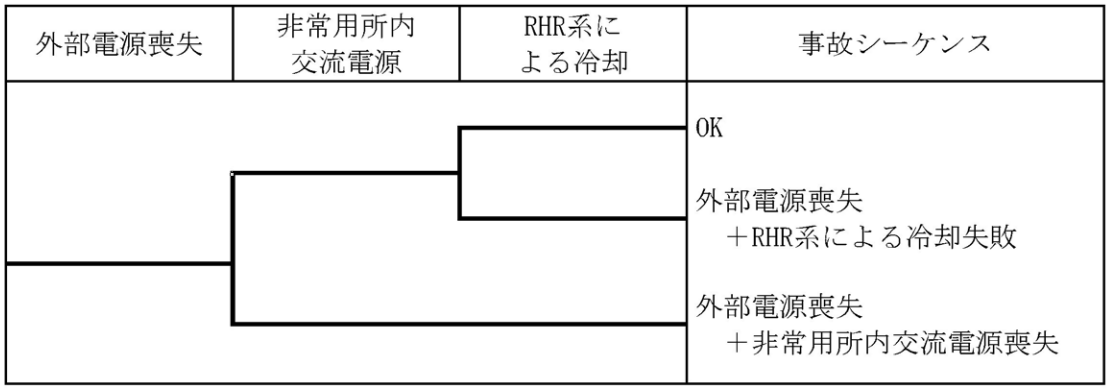
【仮定条件】

・運転中の余熱除去系１系列が機能喪失し、さらに待機側の運転に失敗することにより、余熱除去機能喪失になることを想定する。

・余熱除去機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

・余熱除去機能喪失事象は、RHR系統の故障により崩壊熱の除去に失敗することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。



第1.1.2.d-1(e)図　外部電源喪失イベントツリー

【仮定条件】

・外部電源喪失は、送電系統の故障や所内電気設備の故障等により所内常用電源の一部または全部が喪失し、崩壊熱除去のための緩和系の運転状態が乱されるような事象を考慮している。

【イベントツリーの説明】

・外部電源喪失時には、非常用所内交流電源によってサポート系を健全にし、RHR系統によって安定した崩壊熱の除去が確保される。

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス
――――――	炉心損傷（緩和手段なし）

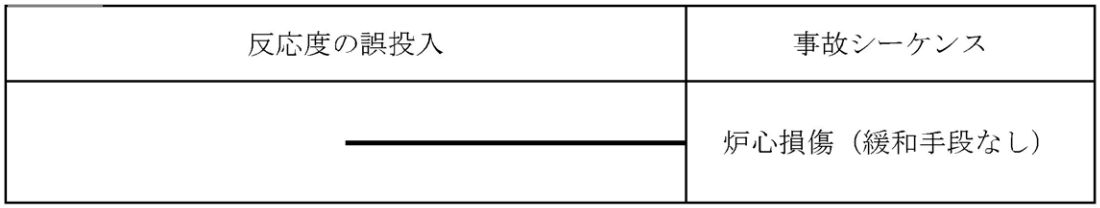
第1.1.2.d-1(f)図　原子炉補機冷却機能喪失イベントツリー

【仮定条件】

・原子炉補機冷却機能喪失は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

・原子炉補機冷却機能喪失事象は、補機冷却水ポンプ全台または海水ポンプ全台の故障、もしくは、補機冷却水系または海水系の配管・弁等の破断によって冷却能力を喪失することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。



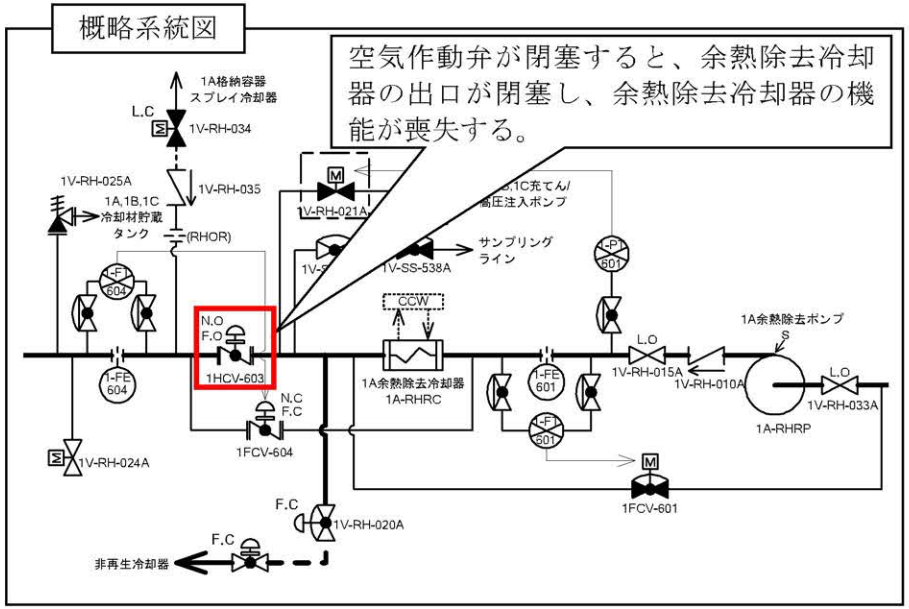
第1.1.2.d-1(g)図　反応度の誤投入イベントツリー

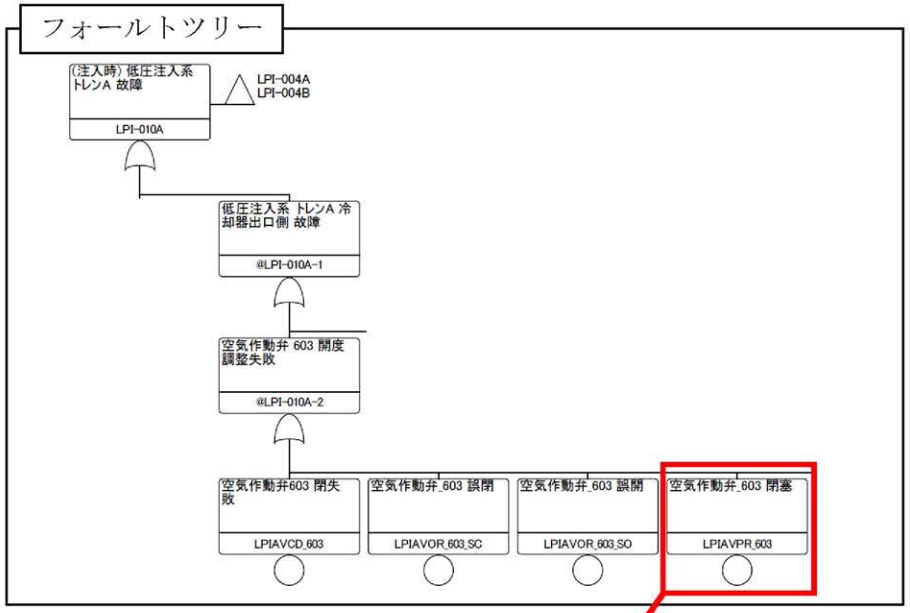
【仮定条件】

・反応度の誤投入は、起因事象が発生した場合の緩和手段には期待しないため、起因事象の発生によって炉心損傷に直結するものと仮定する。

【イベントツリーの説明】

・反応度の誤投入は、PWRプラントにおいて起動時に原子炉冷却系のほう素濃度の希釈を実施する際に希釈操作に失敗し、臨界に達することを起因事象として想定するものであり、以降はアクシデントマネジメント相当の緩和策に期待する事故シーケンスである。





(機器故障率データ)

機器タイプ	故障モード	平均値	EF
空気作動弁	開失敗	4.2E-5/d	7.7
	閉失敗	3.2E-4/d	41.4
	閉塞	1.0E-8/h	21.8
	内部リーク	2.0E-8/h	39.1
	誤開又は誤閉	2.7E-8/h	37.1
	外部リーク	1.0E-8/h	21.8

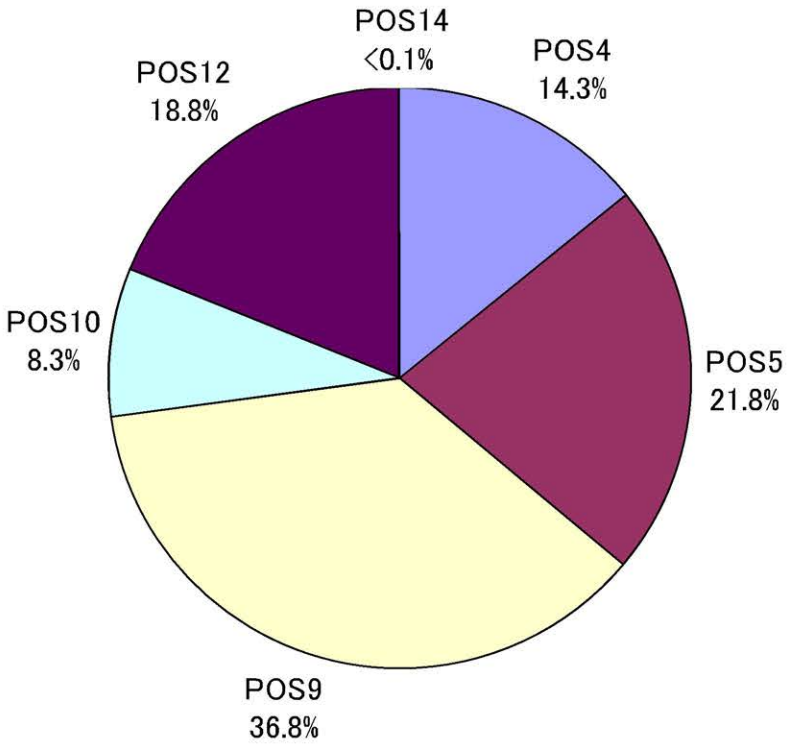
参照する国内故障率データの項目

基事象リスト

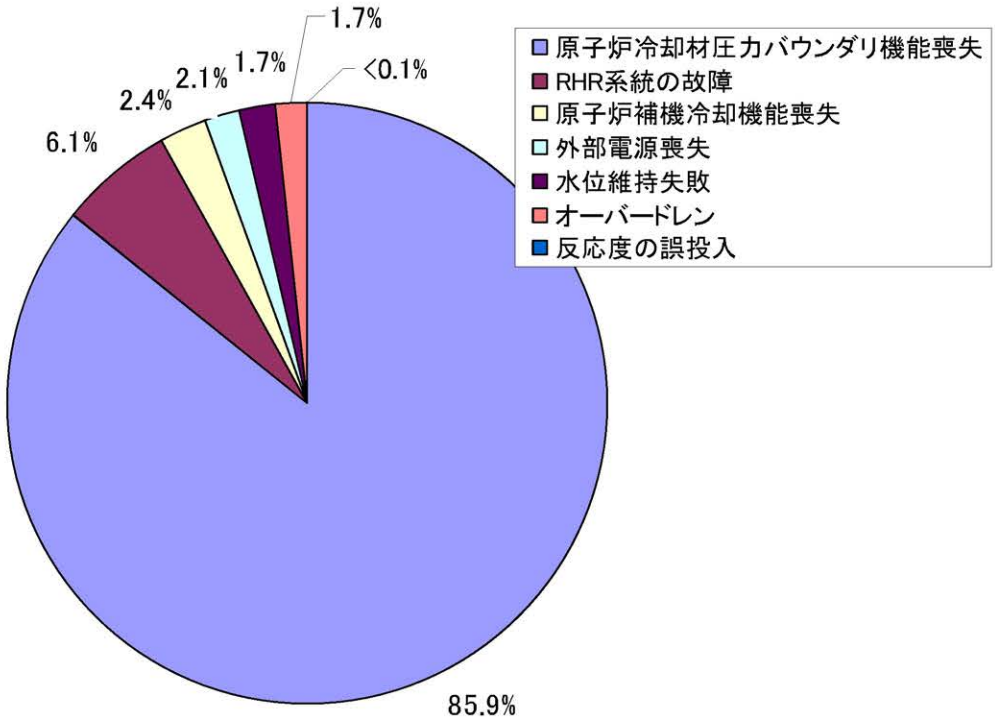
機器情報			事象	作動要求		故障モード	要否	基事象ID	モデル化しない理由／備考	使命時間(h)	健全性確認間隔		
機器番号	機器名	機器タイプ		前の状態	後の状態						時間(h)	設定根拠	なし理由
						制御回路の誤作動	3	-	-	-	-	-	-
						外部リーク	○	HPIMVRR021B	-	24	-	-	C
1HCV-603	空気作動弁 _603	空気作動弁	外部電源喪失時	Open	Open	開失敗	1	-	-	-	-	-	-
						開失敗	○	LPIAVCD_603	当該機器の作動要求後は"調整開"となるため当該故障を考慮する。	-	-	-	A
						制御回路の作動失敗	1	-	-	-	-	-	-
						閉塞	○	LPIAVPR_603	-	24	-	-	C
						内部リーク	1	-	-	-	-	-	-
						誤開	○	LPIAVOR_603_SO	当該機器の作動要求後は"調整開"	24	-	-	C
						誤開	○	LPIAVOR_603_SC	-	24	-	-	C
						制御回路の誤作動	3	-	-	-	-	-	-
						外部リーク	○	LPIAVRR_603	-	24	-	-	C
1HCV-613	空気作動弁 _613	空気作動弁	-	Close	Open	開失敗	○	LPIAVOD_613	-	-	-	-	A
						閉失敗	1	-	-	-	-	-	-
						制御回路の作動失敗	3	-	-	-	-	-	-
						閉塞	○	LPIAVPR_613	-	24	-	-	B
						内部リーク	1	-	-	-	-	-	-
						誤開							
						誤閉							
						制御回路の誤作動							
						外部リーク							
1FCV-604	空気作動弁 _604	空気作動弁	外部電源喪失時	Close	Open	開失敗							
						閉失敗							

空気作動弁 1HCV-603 の各故障モードのうち、「閉塞」に対する非信頼度を基事象リストに整理した情報を基に算出する。
非信頼度=「閉塞」の故障率×使命時間(24h)

第1.1.2.e-1図　システム信頼性の評価例



第1.1.2.h-1図　POS別炉心損傷頻度



第1.1.2.h-2図　起因事象別炉心損傷頻度

1.2　外部事象PRA

1.2.1　地震PRA

地震PRAは、一般社団法人　日本原子力学会が発行した「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価に関する実施基準：2007（以下「地震PSA学会標準」という。）」を参考に評価を実施し、各実施項目については「PRAの説明における参照事項」（原子力規制庁 平成25年9月）の記載事項への適合性を確認した。評価フローを第1.2.1-1図に示す。なお、今回の地震PRAでは、地震単独の影響のみを評価しており、地震随伴に伴う津波（重畳事象）等は対象としていない。

1.2.1.a.　対象プラントと事故シナリオ

①　対象とするプラントの説明

(1) サイト・プラント情報の収集・分析

内部事象出力時レベル1PRAで収集した設計、運転・保守管理の情報に加え、地震レベル1PRAを実施するために、プラントの耐震設計やプラント配置の特徴等の地震固有に考慮すべき関連情報を追加で収集・分析した。収集した情報及び主な情報源を第1.2.1.a-1表に示す。

(2) 機器・系統の配置及び形状・設備容量

主要な機器・系統の配置及び形状・設備容量は「1.1　内部事象PRA」での記載と同様である。

(3) 地震に対する特徴

地震PRAでは、耐震性の低い以下の設備には期待しない評価を行った。

・常用電源（ただし、外部電源には期待する）
・主給水系
・タービンバイパス系
・常用系の２次系の水源
・所内空気系

また、地震PRAでは地震加速度が増加するにつれ、安全機能や緩和機能を有する機器が複数同時に損傷することが考えられるため、後述のとおり、地震損傷機器イベントツリーにおいて複数機器が同時に損傷する場合を考慮して評価を行った。また、階層イベントツリーでは起因事象の厳しいものから優先的に配列している。

(4) プラントウォークダウン

机上検討では確認が難しいプラント情報を取得するため、及び、検討したシナリオの妥当性確認のため、地震レベル1PRAの観点から重要な機器を対象にプラントウォークダウンを実施し、主に以下の観点について問題ないことを確認した。評価対象機器選定フローを第1.2.1.a-1図に、評価結果の例を第1.2.1.a-2図に示す。

・耐震安全性の確認
・二次的影響の確認

・必要に応じた地震後のアクセス性の確認

プラントウォークダウンの結果、調査対象に対する耐震安全性や二次的影響等に関する問題はなく、フラジリティ評価及びシステム評価において新たに考慮する事項はないことを確認した。

(5) 今回実施した地震PRAの前提条件等について

今回実施した地震PRAについて、主に留意すべき点について以下に示す。

ａ．評価の前提条件

・評価地震動範囲は0.2G～1.2Gとし、0.2Gで主給水流量喪失が起こることを想定する。

・津波が建屋、機器及び地震影響緩和機能に及ぼす影響は考慮せず、地震の影響のみ評価する。

ｂ．地震の影響について

・冗長機器及び設備は、地震の影響により同時に損傷する（完全相関）と仮定する。

・余震による炉心損傷への影響は考慮しない。

・地震随伴津波などの重畳事象については、考慮しない。

ｃ．評価対象機器抽出の考え方・方針

・内部事象レベル1PRA評価において、当該系統・機器が損傷することで炉心損傷に至る恐れのある系統・設備を抽出しているため、内部事象PRAにおける評価範囲をベースとして、地震特有の設備の検討を行う。

ｄ．地震ハザードについて

・今回の地震PRA評価で使用した地震ハザードは、平成25年７月８日の原子炉設置変更許可申請で使用しているものである。

② 地震により炉心損傷に至る事故シナリオと分析

収集したプラント関連情報及びプラントウォークダウンによって得られた情報を用いて、事故シナリオを広範に分析し、事故シナリオを設定した。事故シナリオの選定に当たっては、地震起因による安全機能を有する建屋・構築物、システム、機器（以下「SSC」という。）の損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオだけでなく、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した。なお、地震PRAの対象範囲は、常用系で耐震クラスの低い主給水系の機器損傷による「主給水流量喪失事象の発生以上の規模」（地震加速度0.2G以上）とし、これ以上の地震では少なくとも「主給水流量喪失」が発生するとした。

選定した事故シナリオのうち、安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオについてはスクリーニングを行い、安全機能を有するSSCの損傷が直接炉心損傷事故に繋がる事故シナリオと合わせて事故シナ

リオの明確化を行った。安全機能への間接的影響、余震による地震動の安全機能への影響、経年変化を考慮した場合の影響を考慮した事故シナリオに対するスクリーニング結果を第1.2.1.a-2表に示す。また、明確になった事故シナリオにより誘発される起因事象の分析を実施し、以下の起因事象を選定した。

・格納容器バイパス
・直接炉心損傷に至る事象
・大破断LOCA
・中破断LOCA
・小破断LOCA
・２次冷却系の破断
・主給水流量喪失
・外部電源喪失
・原子炉補機冷却機能喪失

これらの分析結果に基づき、起因事象の要因となる機器及び起因事象が発生した場合の緩和設備に係るSSCを抽出し、地震PRAで対象となる建屋・機器リストを作成した。なお、建屋、機器の選定に際しては、内部事象レベル1PRAで作成した機器リストをベースに、地震特有の事故シナリオから選定される建屋、機器を追加した。第1.2.1.a-3表に評価対象とした建屋・機器の選定方法、第1.2.1.a-4表に建屋・機器リストを示す（後述のフラジリティデータを合わせて記載）。

1.2.1.b.　確率論的地震ハザード

原子炉設置変更許可申請書の「基準地震動Ssの超過確率の参照」で示している確率論的地震ハザードは、以下のとおり評価している。

①　確率論的地震ハザード評価の方法

地震PSA学会標準の方法に基づき評価を行う。

②　確率論的地震ハザード評価に当たっての主要な仮定

(1) 震源モデルの設定

震源モデルは、以下に示す特定震源モデルと領域震源モデルを設定した。

ａ．特定震源モデル

基本的に川内原子力発電所敷地から100km程度以内にある「新編　日本の活断層」に掲載されている確実度Ⅰ及びⅡの活断層、防災科学技術研究所による震源インバージョン結果や地震調査研究推進本部の長期評価等を踏まえてモデル化し、敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層については、敷地周辺の地質調査結果に基づいてモデル化した。

第1.2.1.b-1図に敷地周辺の活断層の図を、第1.2.1.b-1表に主要な活断層の震源モデル

の諸元を示す。また、第1.2.1.b-2図に主要な断層の応答スペクトルを示す。

第1.2.1.b-3図にその他の活断層の図を、第1.2.1.b-2表にその他の活断層の諸元を示す。

b．領域震源モデル

領域震源モデルについては、萩原（1991）及び垣見ほか（2003）の領域区分に基づき、サイトから100km以内の領域を対象とし、各領域の最大マグニチュードは領域内の過去の地震の最大値をもとに設定した。第1.2.1.b-4図に萩原（1991）及び垣見ほか（2003）の領域区分の図を示す。また、第1.2.1.b-5図に川内原子力発電所周辺の各領域区分と実際の地震発生状況の図を示し、これに対応する各領域の諸元を第1.2.1.b-3表に示す。参考として地域ごとの地震規模別発生頻度の評価及びb値に関する図を第1.2.1.b-6図に示す。

(2) 地震動伝ぱモデルの設定

地震動伝ぱモデルとしてはNoda et al.(2002)による距離減衰式を用いる。また、ロジックツリーにおいて地震観測記録との補正の有無を考慮する。第1.2.1.b-7図に観測記録による補正に関する図を示す。

(3) ロジックツリーの作成

ロジックツリーの作成では、震源モデル及び地震動伝ぱモデルの設定において、選定した認識論的不確かさ要因から確率論的地震ハザード評価に大きな影響を及ぼす要因を選定した。特に敷地に影響を及ぼすと考えられる活断層（五反田川断層、F-A断層、F-C断層）については、詳細なロジックツリーに展開し、評価した。作成したロジックツリーを第1.2.1.b-8図に示す。

③ 確率論的地震ハザード評価結果

(1) 確率論的地震ハザード曲線

上記により作成した平均地震ハザード曲線を第1.2.1.b-9図に、特定震源モデルによる確率論的地震ハザード曲線の内訳を第1.2.1.b-10図に示す。また、フラクタイル地震ハザード曲線を第1.2.1.b-11図に示し、距離減衰式に対する観測記録による補正の有無を第1.2.1.b-12図、第1.2.1.b-13図に示す。

(2) 一様ハザードスペクトル

基準地震動の応答スペクトルと年超過確率ごとの一様ハザードスペクトルとの比較を第1.2.1.b-14図に示す。基準地震動Ss－1$_H$及びSs－1$_V$の年超過確率は、10^{-4}～10^{-6}程度となっている。また、一様ハザードスペクトルの算出のもととなる周期ごとの確率論的地震ハザード曲線を第1.2.1.b-15図に示す。特定震源＋距離減衰式に対する平均ハザード曲線、領域震源＋距離減衰式に対する平均ハザード曲線及び全体のロジックツリーによる平均ハザード曲線を比較したものを第1.2.1.b-16図に示す。全体のハザードに与える影響は、特定震源＋距離減衰式も大きく変わらないことが確認できる。

(3) フラジリティ評価用地震動

フラジリティ評価用地震動は年超過確率10^{-4}の一様ハザードスペクトルに適合する模擬波とし、経時特性を基準地震動の策定と同様にNoda et al.(2002)に基づき地震規模M＝7.0、等価震源距離Xeq＝10kmとした。模擬波を第1.2.1.ｂ-17図に示す。

1.2.1.c-1.　建屋のフラジリティ

①　評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象物

建屋のフラジリティ評価の対象は、第1.2.1.a-4表の建屋・機器リストに記載されたものとし、原子炉建屋（O/S、I/C）及び原子炉補助建屋(A/B)とした。原子炉建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第1.2.1.c-1-1図及び第1.2.1.c-1-2図に示す。原子炉補助建屋の概略平面図及び概略断面図をそれぞれ第1.2.1.c-1-3図及び第1.2.1.c-1-4図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

建屋の要求機能喪失に繋がる支配的な構造的損傷モード及び部位として、建屋の崩壊シーケンスを踏まえ、層崩壊を伴う耐震壁のせん断破壊を選定した。

②　フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法（応答解析に基づく方法)」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

③　フラジリティ評価上の主要な仮定

(1) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶然的不確実さ（以下「β_R」という。）と認識論的不確実さ（以下「β_U」という。）については、地震PSA学会標準に基づき評価した。考慮する不確実さ要因の例を第1.2.1.c-1-1表に示す。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、耐震壁のせん断破壊の程度を表わすことができる指標として、せん断ひずみを選定した。

④　フラジリティ評価における耐力情報

現実的耐力である損傷限界時のせん断ひずみの平均値と変動係数は地震PSA学会標準に示された実験結果に基づく値を用いることとし、対数正規分布を仮定した。実験結果に基づく値を第1.2.1.c-1-2表に示す。

⑤　フラジリティ評価における応答情報

現実的応答については、現実的な物性値に基づく地震応答解析を入力レベルごとに実施することにより評価を行った。現実的な物性値は地震PSA学会標準に基づき算出し、対数正規分布を

仮定した。損傷評価の指標である耐震壁のせん断破壊に対しては水平動が支配的であることから、水平動による評価を行うこととした。

(1) 入力地震動

入力地震動は、川内サイトの最大加速度(PGA)をSsと同じ540cm/s^{2}を含めて1000cm/s^{2}から500cm/s^{2}刻みで大きくしたものを用いる(「1.2.1.b確率論的地震ハザード」の章を参照)。

(2) 現実的な物性値と応答解析モデル

川内サイトの地盤物性値を第1.2.1.c-1-3表に示す。原子炉建屋及び原子炉補助建屋の物性値をそれぞれ第1.2.1.c-1-4表及び第1.2.1.c-1-5表に示す。応答解析に用いる現実的な物性値は、地震PSA学会標準に示された評価方法に基づき算出した。評価方法を第1.2.1.c-1-6表に示す。

フラジリティ評価用の応答解析モデルはバックチェックに用いているモデルをベースとして設定する。原子炉建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-5図及び第1.2.1.c-1-7表～第1.2.1.c-1-10表に、原子炉補助建屋の解析モデル及び解析モデル諸元を第1.2.1.c-1-6図及び第1.2.1.c-1-11表～第1.2.1.c-1-13表に示す。

(3) 解析ケース

応答のばらつきを求めるための確率論的応答解析では、第1.2.1.c-1-6表に示すFc、Vs及びhの3つの主変動パラメータに対して2点推定法で得られた2つのサンプル点をすべて組み合せて、2^3=8ケースの解析を実施する。モデルの諸元と物性値の関係及び解析ケースを第1.2.1.c-1-14表及び第1.2.1.c-1-15表に示す。

(4) 現実的応答

現実的応答は地震PSA学会標準に準拠し対数正規分布を仮定し、確率論的応答解析結果より各ケースの重みを考慮して算出した。

⑥ 建屋のフラジリティ評価結果

現実的耐力と現実的応答よりフラジリティ曲線とHCLPFを算出した。フラジリティ曲線は、入力加速度レベルごとに最も損傷確率が大きい(信頼性指標が最も小さい)部材の値を用いて算定する。ここに損傷確率は現実的応答が現実的耐力を上回る確率である。

選定した要素の各入力レベルでの損傷確率は対数正規累積分布関数により近似し、信頼度ごとの連続的なフラジリティ曲線を算出した。

HCLPFは信頼度95%フラジリティ曲線を基に算出した。原子炉建屋及び原子炉補助建屋のフラジリティ曲線を第1.2.1.c-1-7図及び第1.2.1.c-1-8図に示す。

また、R/B(I/C、NS方向)の中央値加速度（損傷確率50%の値）は3090cm/s^2、対数標準偏差は0.21であり、A/B(EW方向)の中央値加速度(損傷確率50%の値)は1860cm/s^2、対数標準偏差は0.16であった。

1.2.1.c-2.　屋外重要土木構築物のフラジリティ

①　評価対象と損傷モードの設定

(1) 評価対象

屋外重要土木構造物のフラジリティ評価の対象は、取水ピット及び海水管ダクトのうち、耐震評価がより厳しい海水管ダクトとする。海水管ダクトの平面図を第1.2.1.c-2-1図に、断面図を第1.2.1.c-2-2図に示す。

(2) 損傷モード及び部位の設定

屋外重要土木構造物の損傷モードとしては、構造部材の曲げ及びせん断破壊のうち、耐震裕度がより厳しいせん断破壊を選定し、すべての鉛直部材を評価対象とする。

②　フラジリティの評価方法の選択

フラジリティ評価方法として「現実的耐力と現実的応答による方法(応答解析に基づく方法)」を選択した。評価手法は地震PSA学会標準に準拠した手法とする。

ただし、部材のせん断耐力は、部材に作用する断面力に依存することから、現実的耐力と現実的応答を独立として見なすことが困難であるため、耐震裕度（許容限界値／応答値）として評価する。

③　フラジリティの評価

(1) 考慮する不確実さ要因

現実的耐力及び現実的応答の偶発的不確実さβ_Rと認識論的不確実さβ_Uについては、地震PSA学会標準等に基づき評価する。

(2) 損傷評価の指標

損傷評価の指標については、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会、2005)」に基づくこととする。

④　フラジリティ評価における応答解析

(1) 入力地震動

入力地震動は、川内サイトの10^{-4}一様ハザードスペクトルに適合するように作成した模擬波を係数倍して用いる。

(2) 耐震裕度評価手法

地盤の応答と構造物の剛性や形状から定まる構造物の変形性能(荷重－変形角関係)から耐震裕度を評価する。なお、地盤応答解析は等価線形化法により地盤のひずみ依存性を考慮する。

(3) 変動因子

フラジリティ評価においては、屋外重要土木構造物の耐震評価に支配的と考えられる、埋