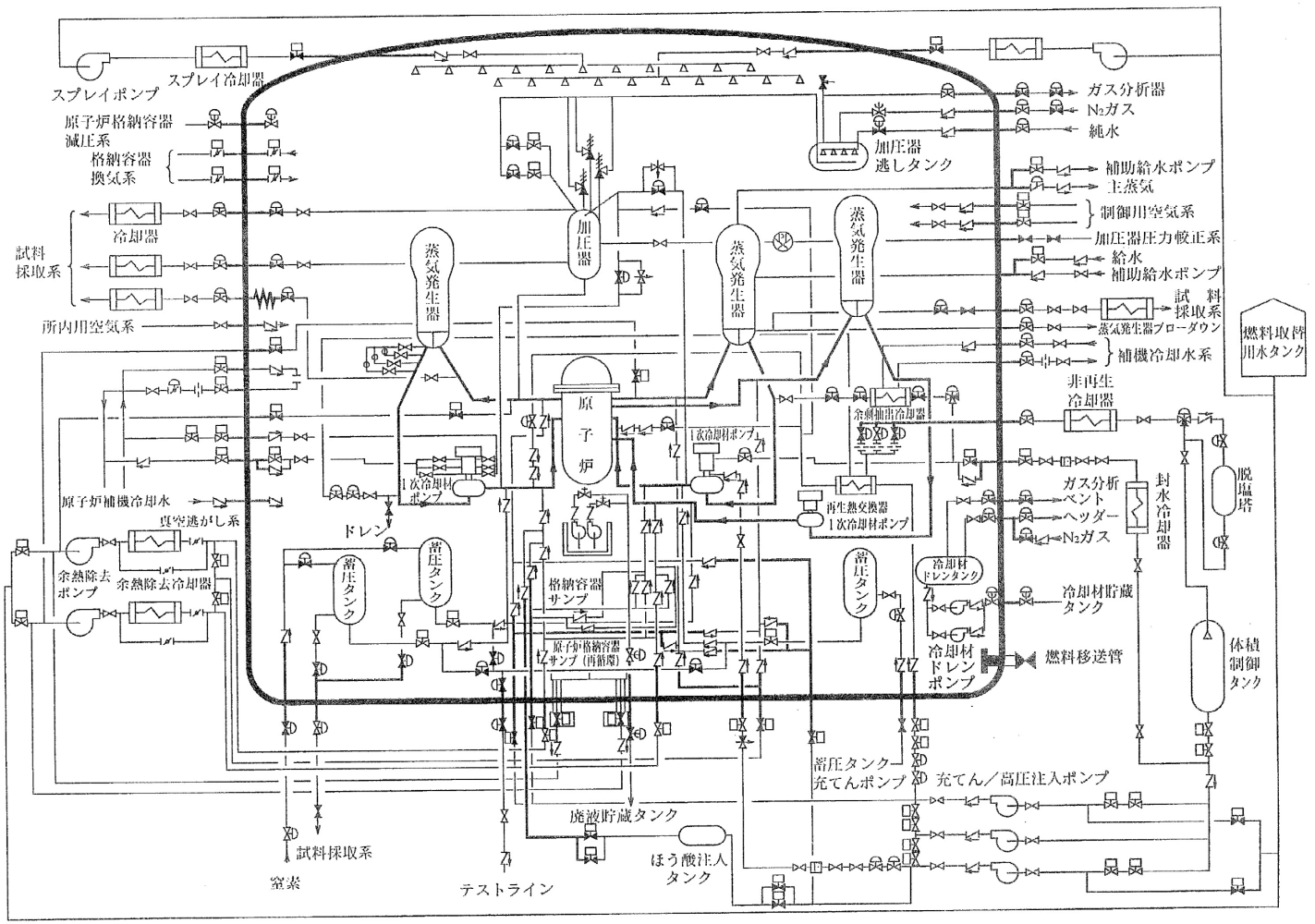
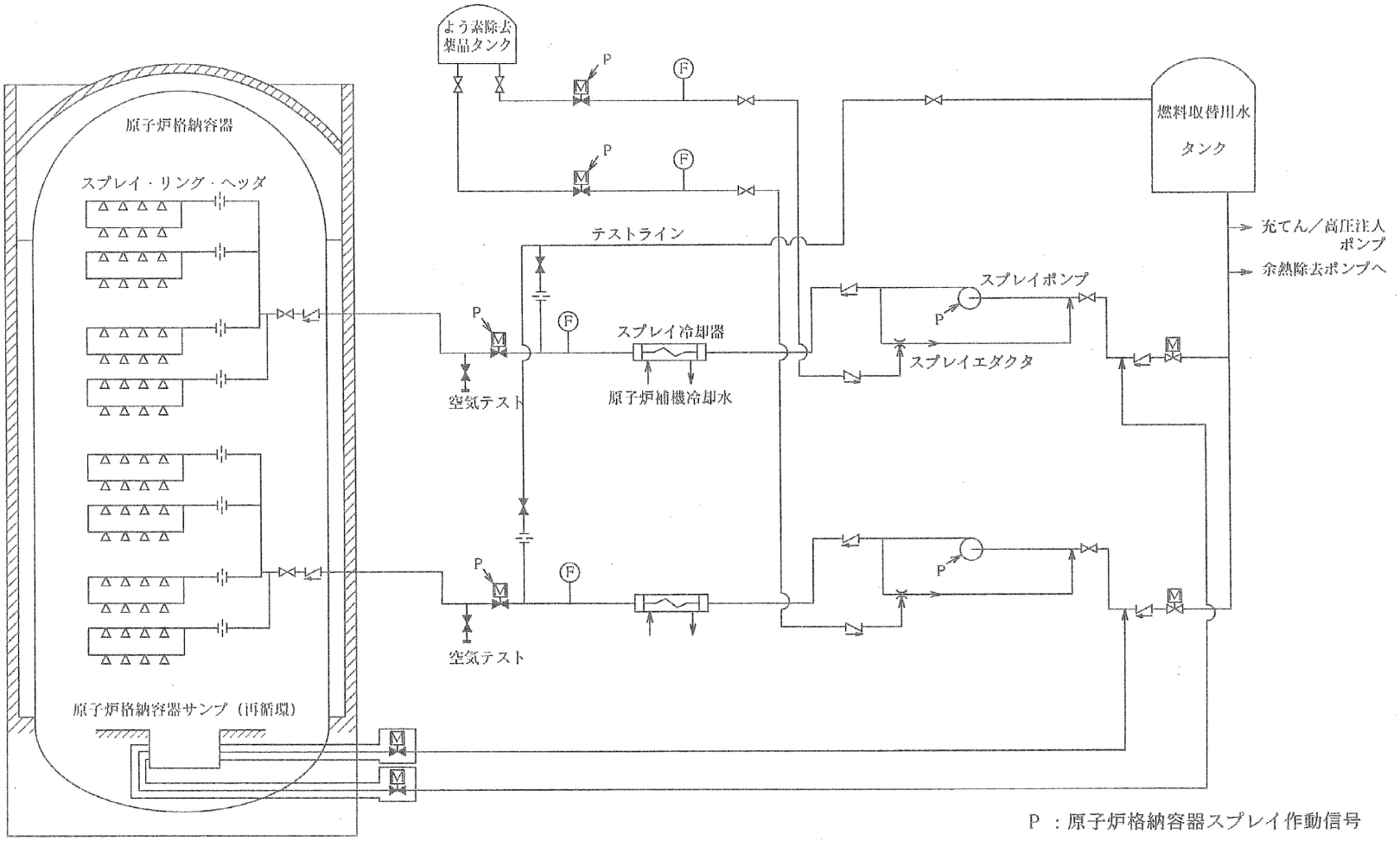
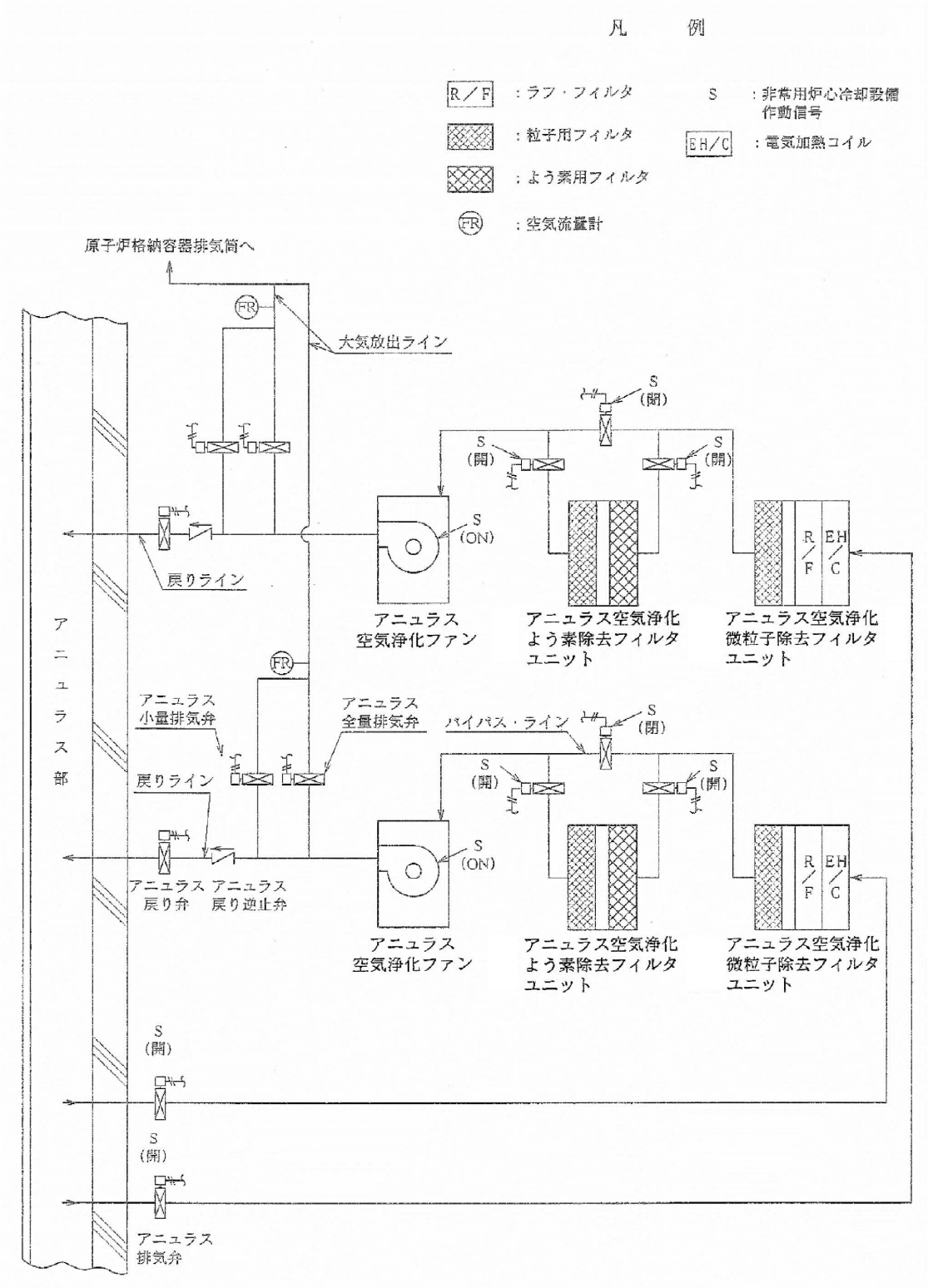


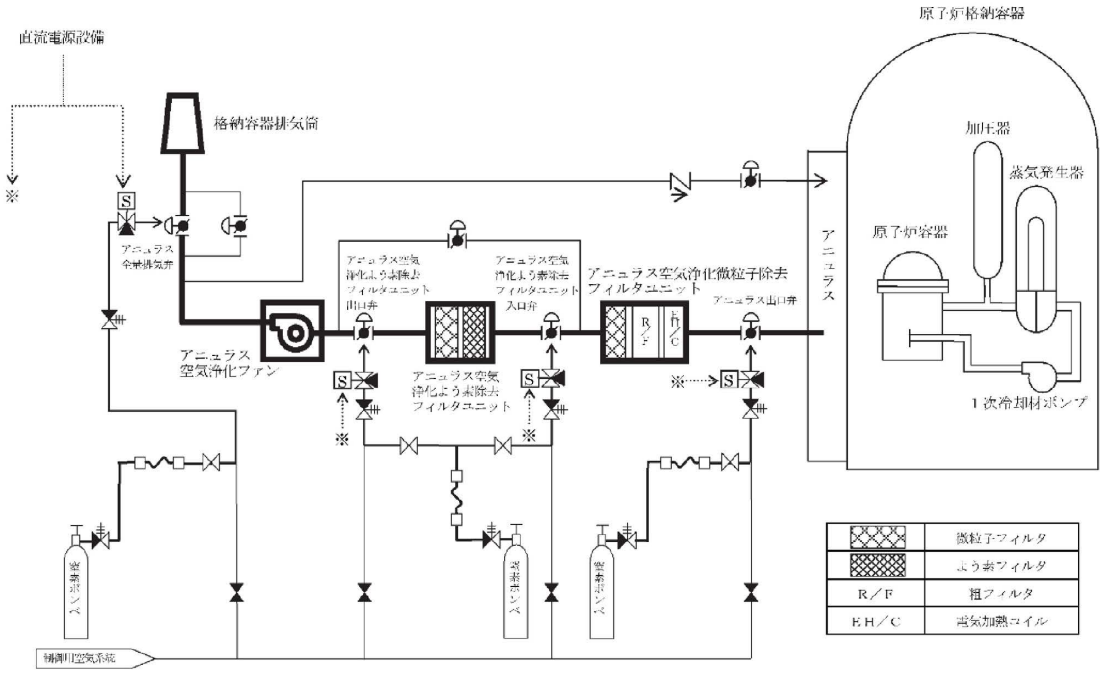
第 3.1.2.1-15 図　原子炉格納容器バウンダリ概略図



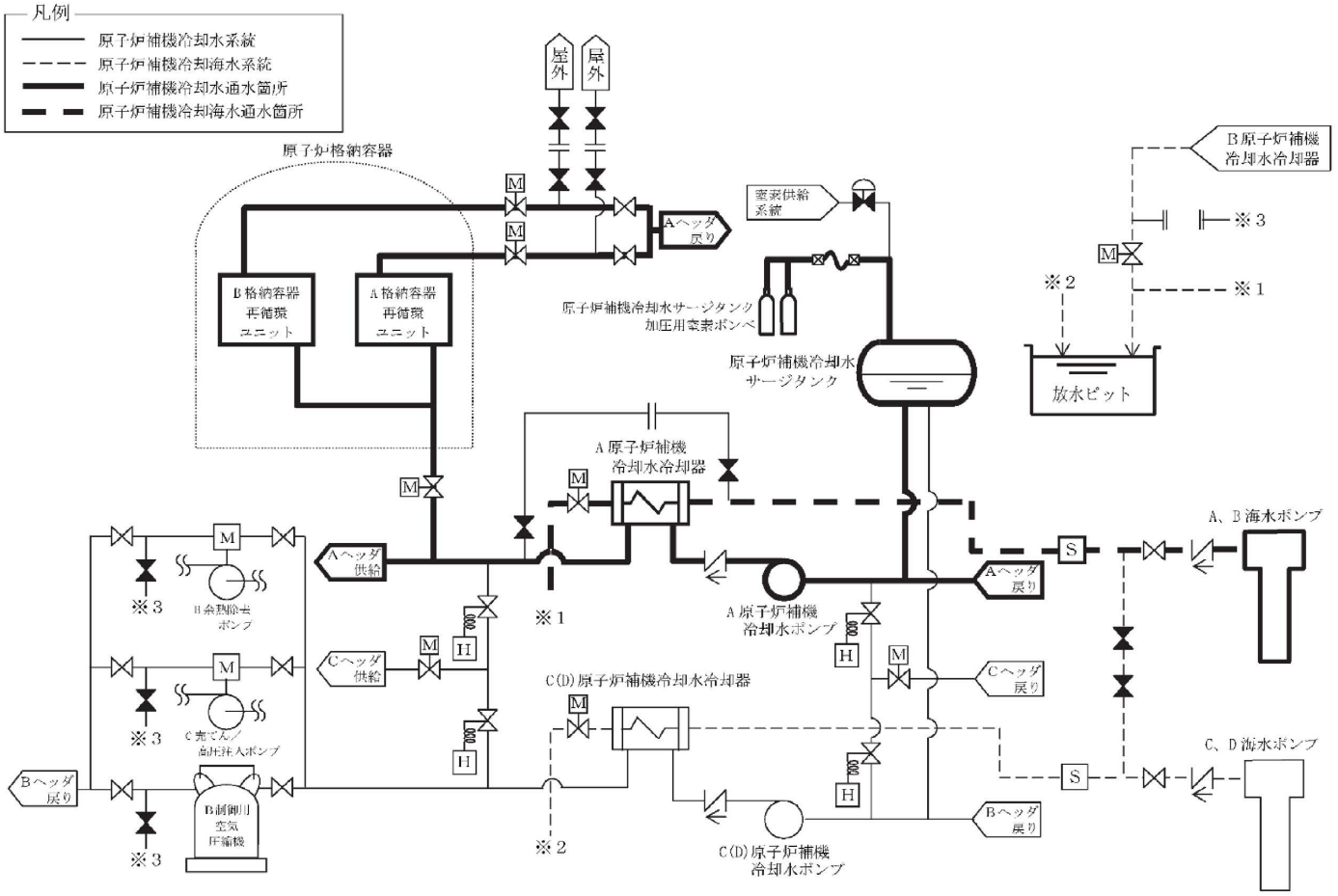
第 3.1.2.1-16 図　原子炉格納容器スプレイ設備系統概略図



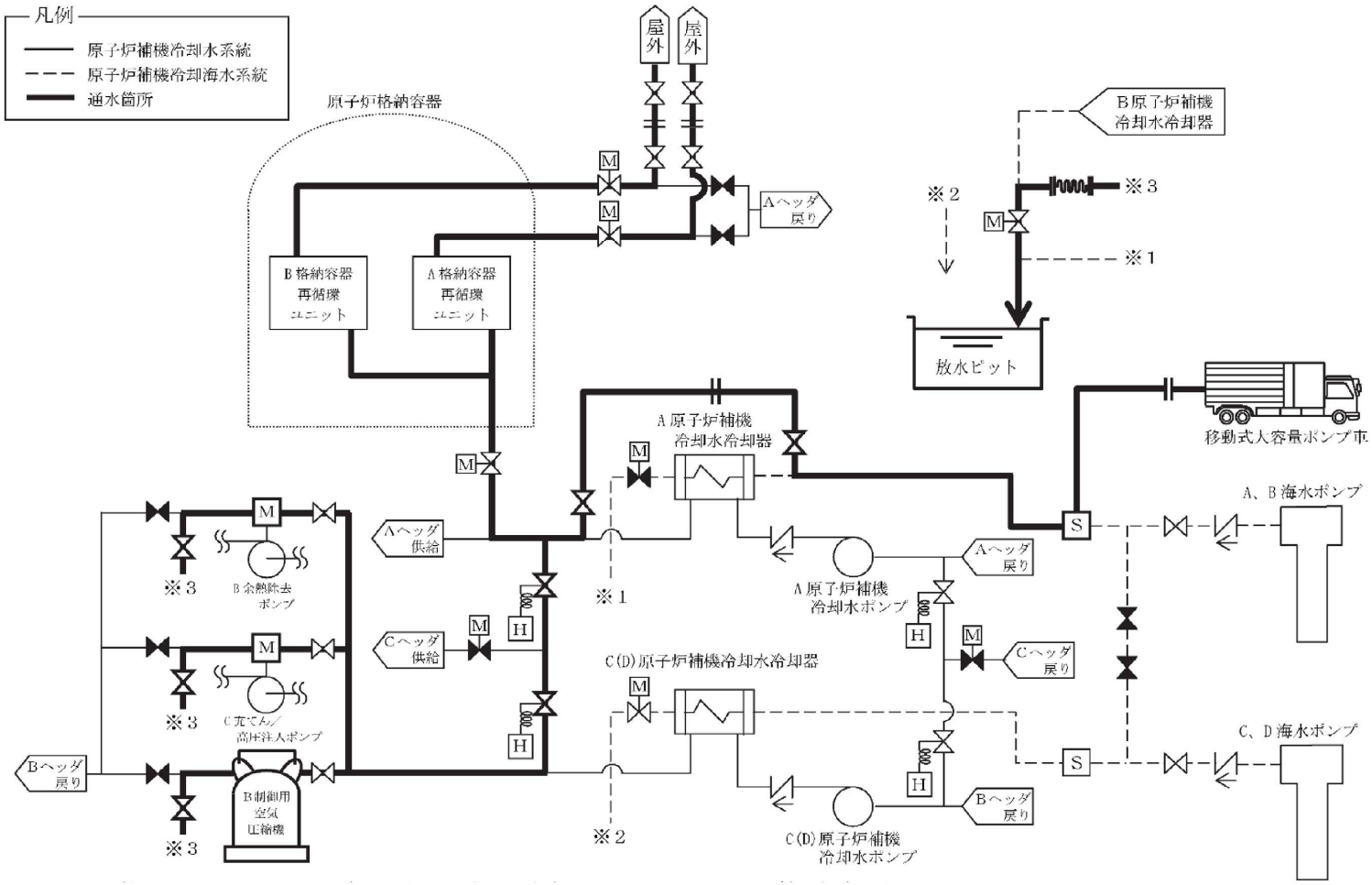
第 3.1.2.1-17 図　アニュラス空気浄化設備系統概略図



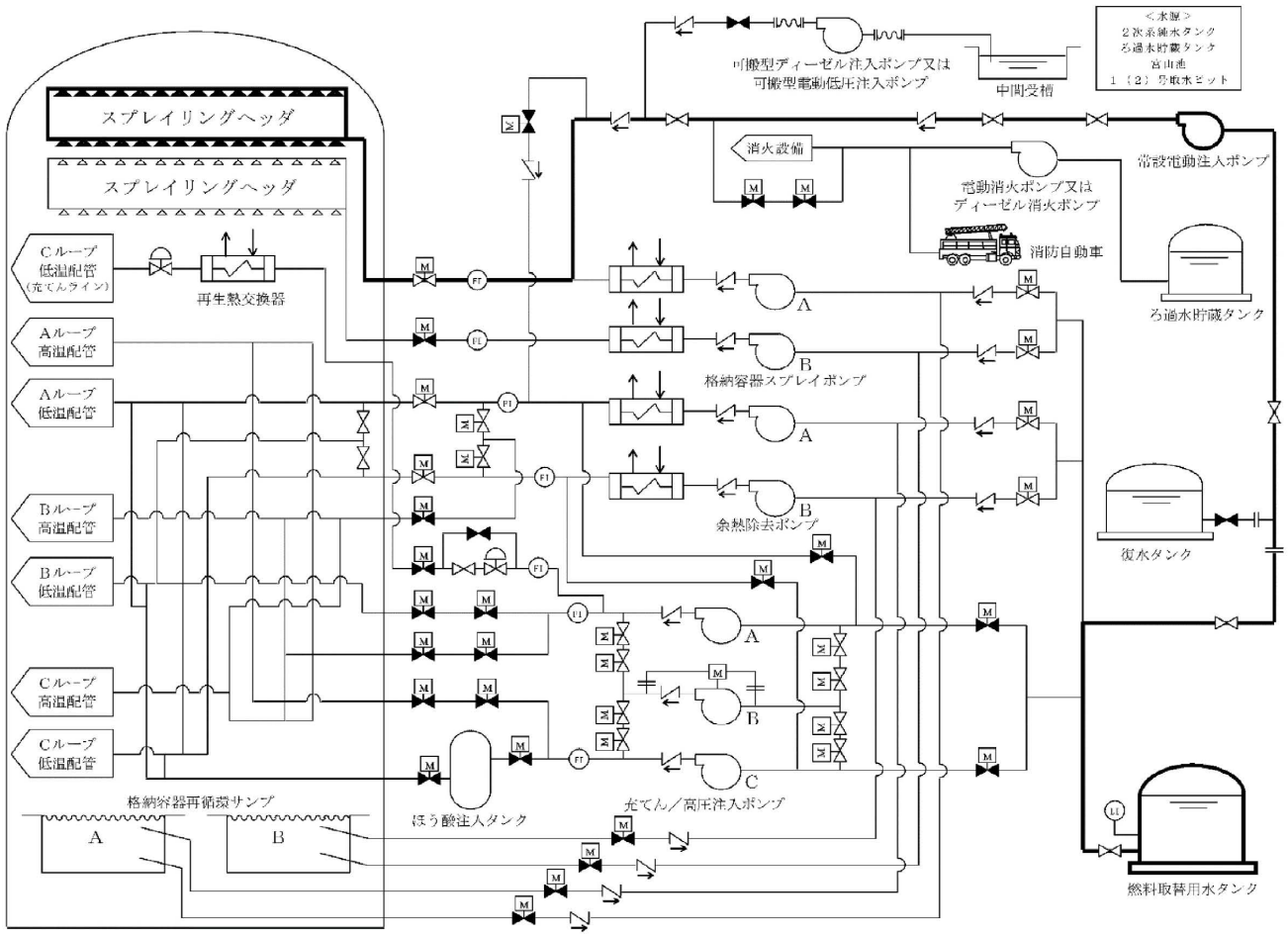
第 3.1.2.1-18 図　窒素ボンベによるアニュラス空気浄化系弁への駆動用空気の供給概略図



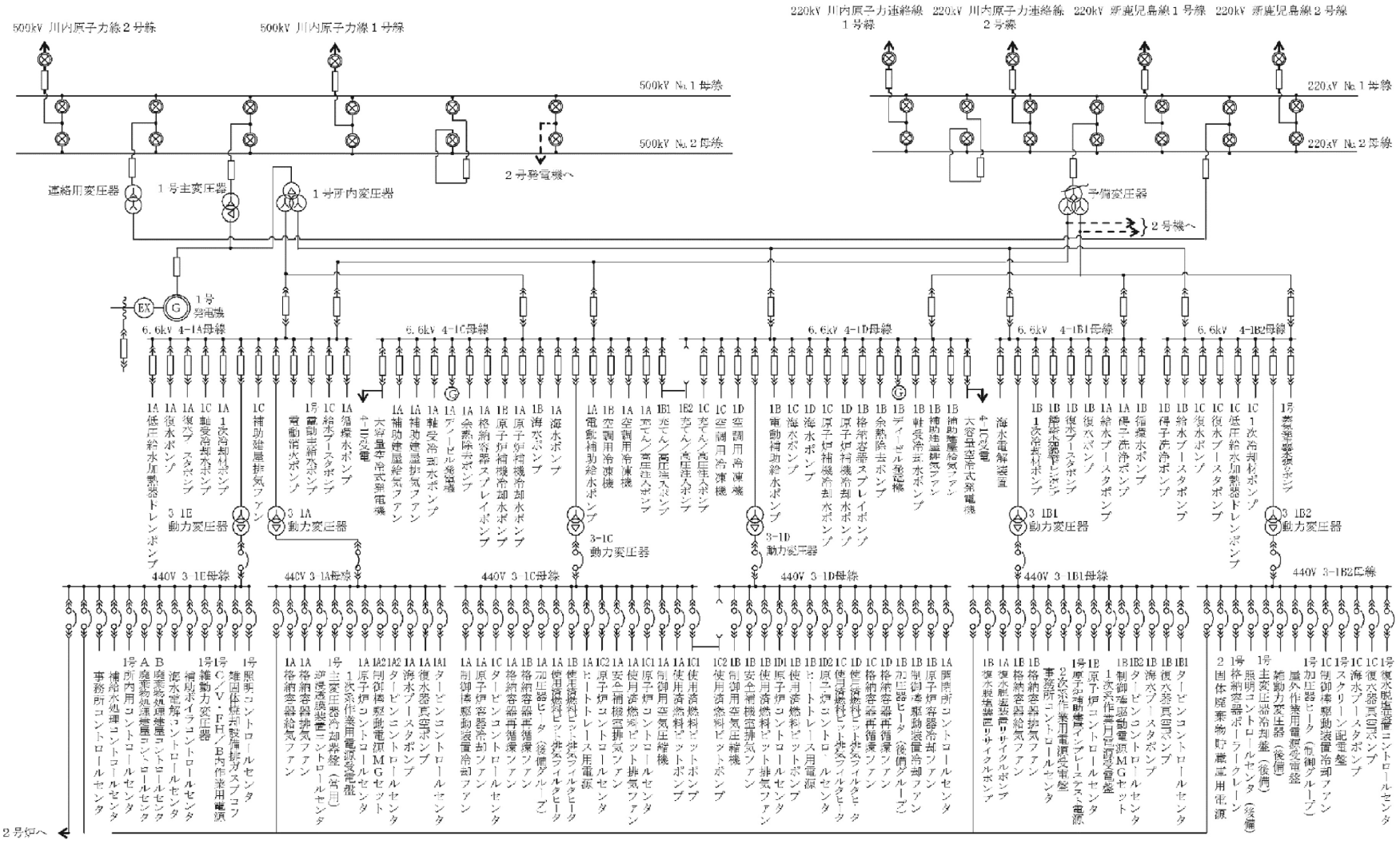
第 3.1.2.1-19 図　格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却水通水時)概略図



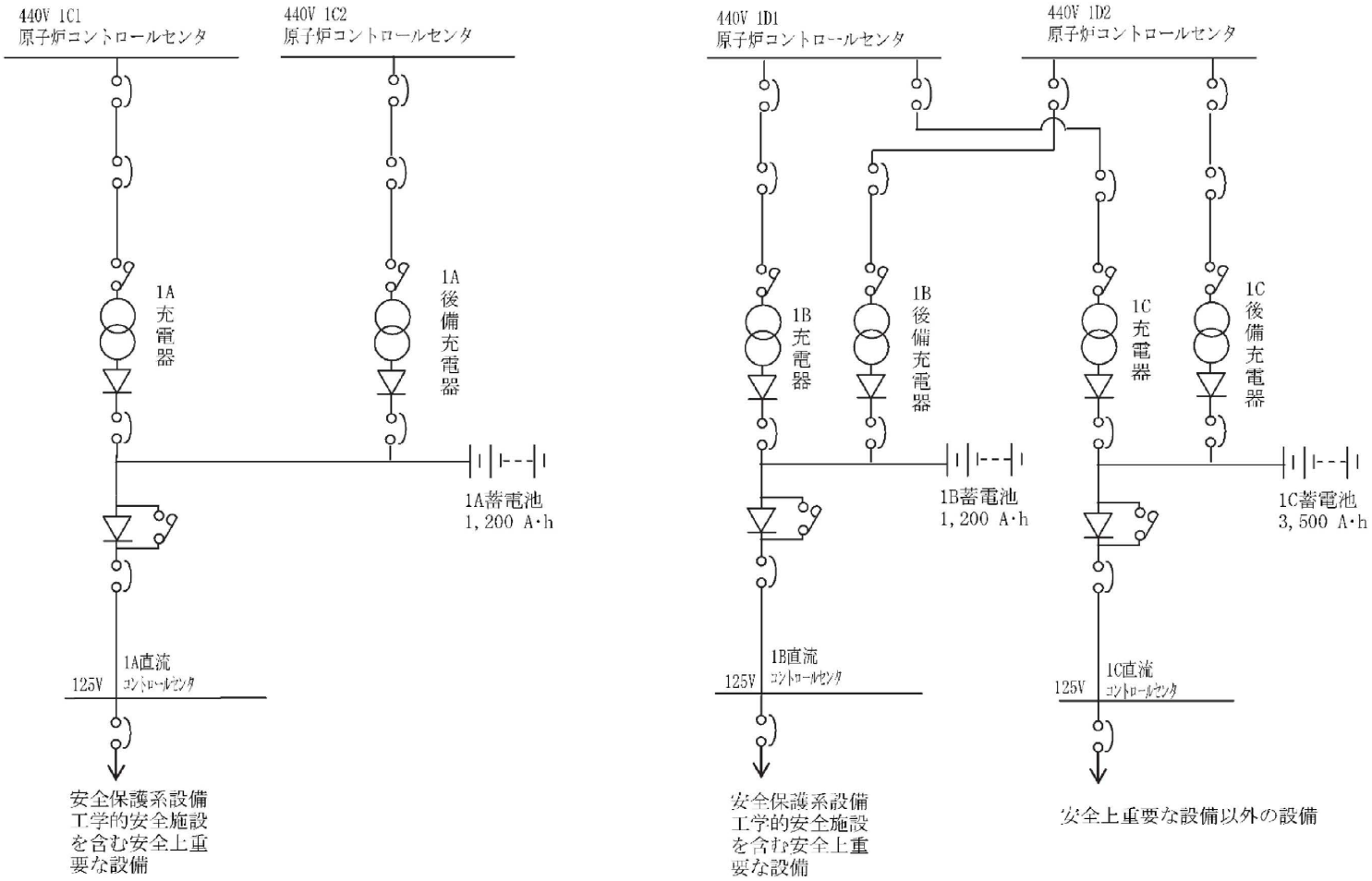
第 3.1.2.1-20 図　格納容器内自然対流冷却(海水通水時)概略図



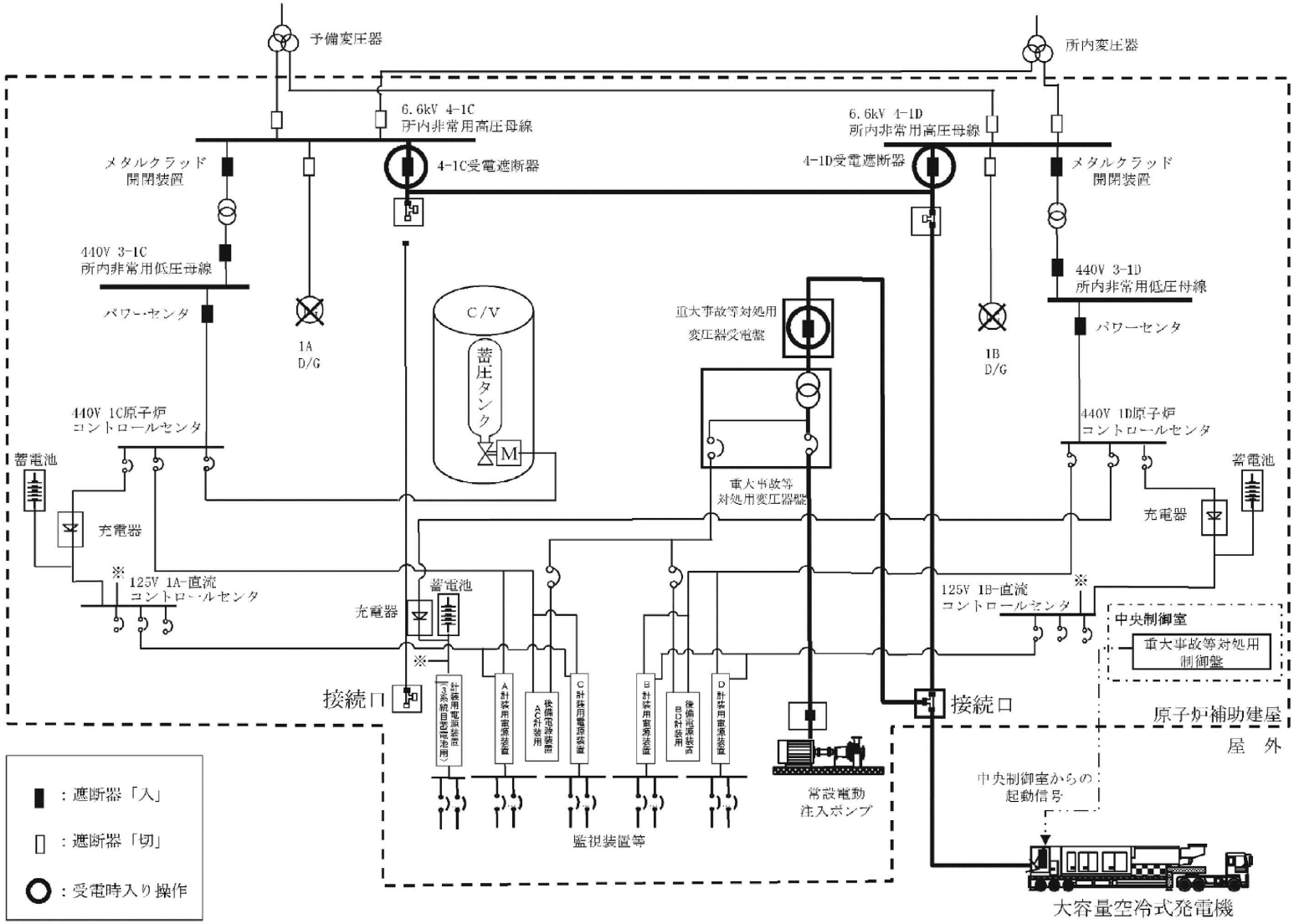
第 3.1.2.1-21 図　常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ概略図



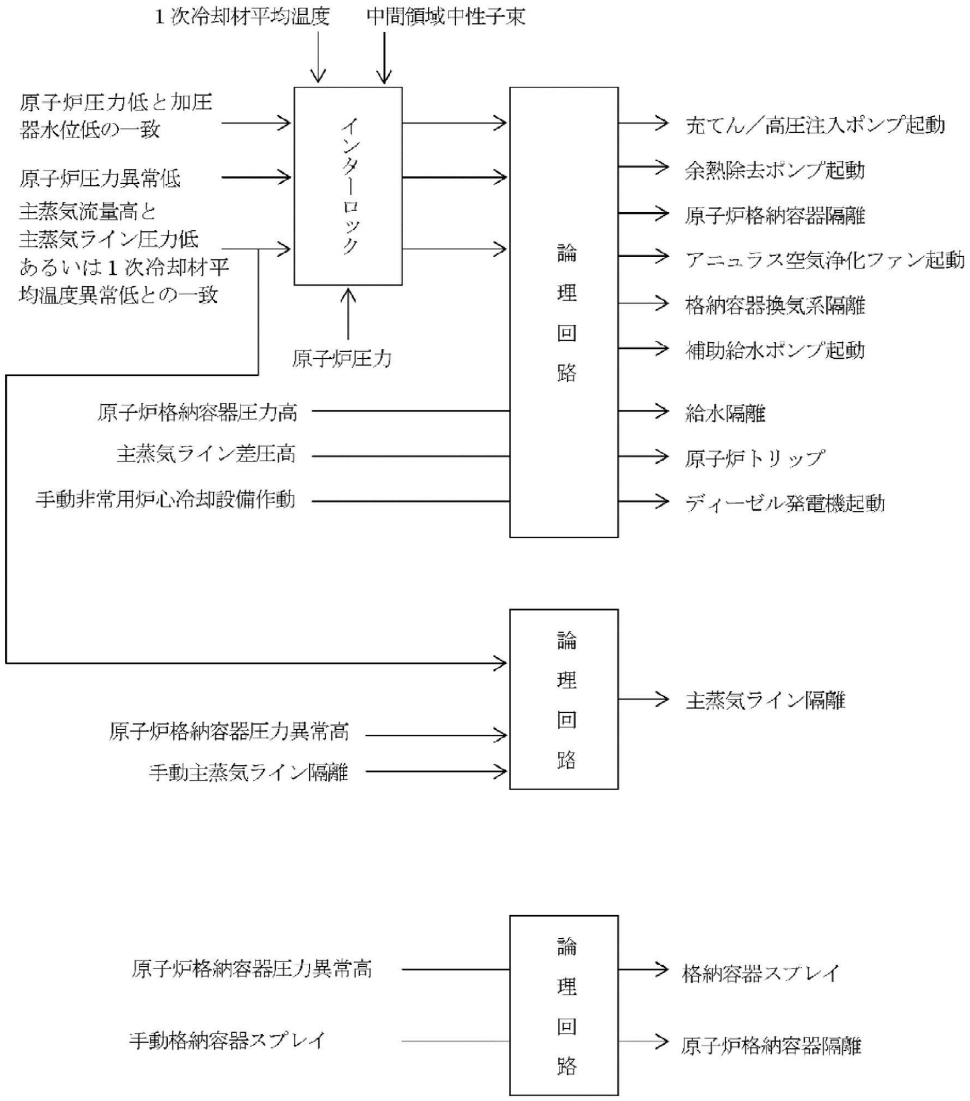
第 3.1.2.1-22 図　所内単線結線図



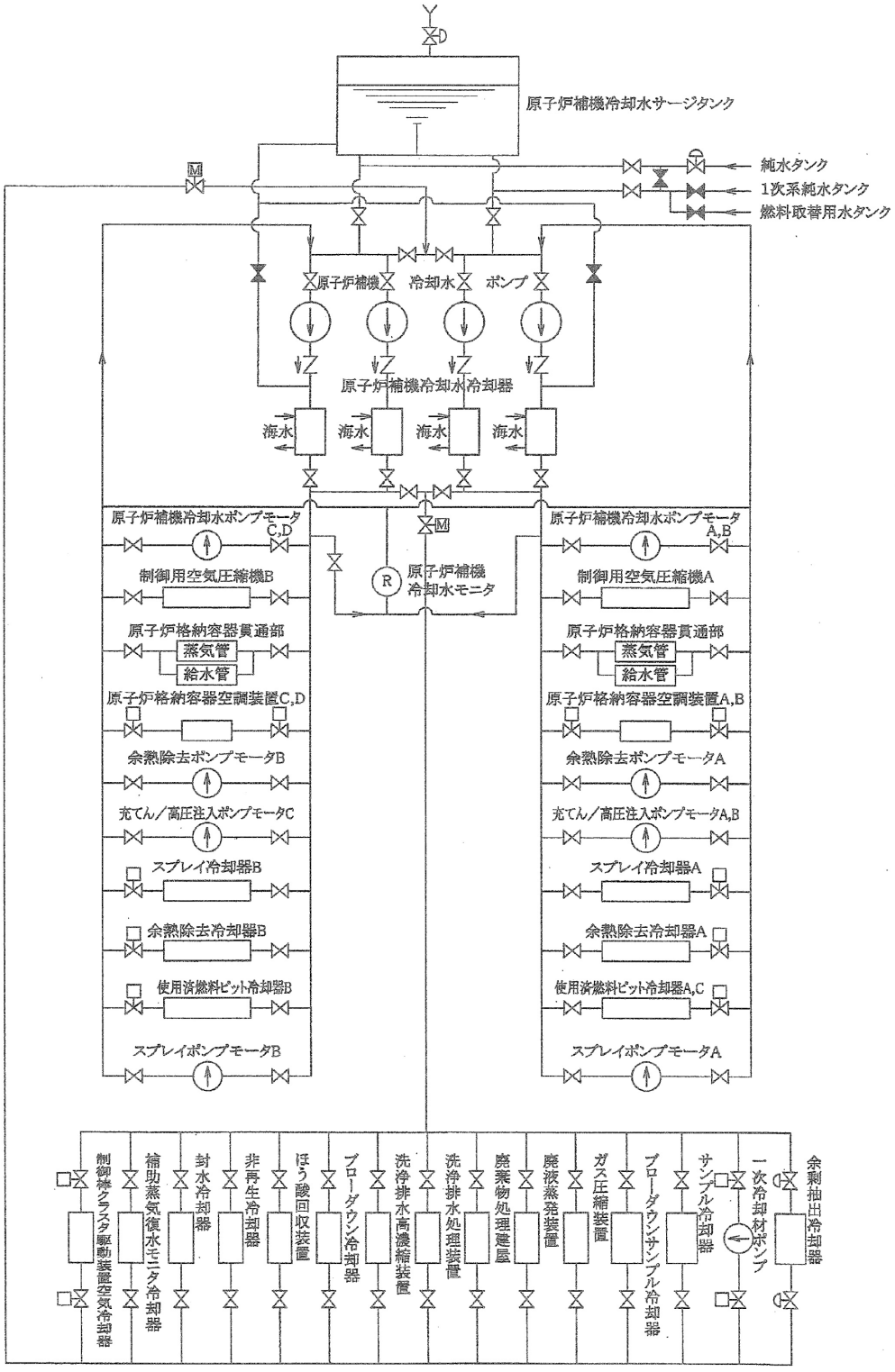
第 3.1.2.1-23 図　直流単線結線図



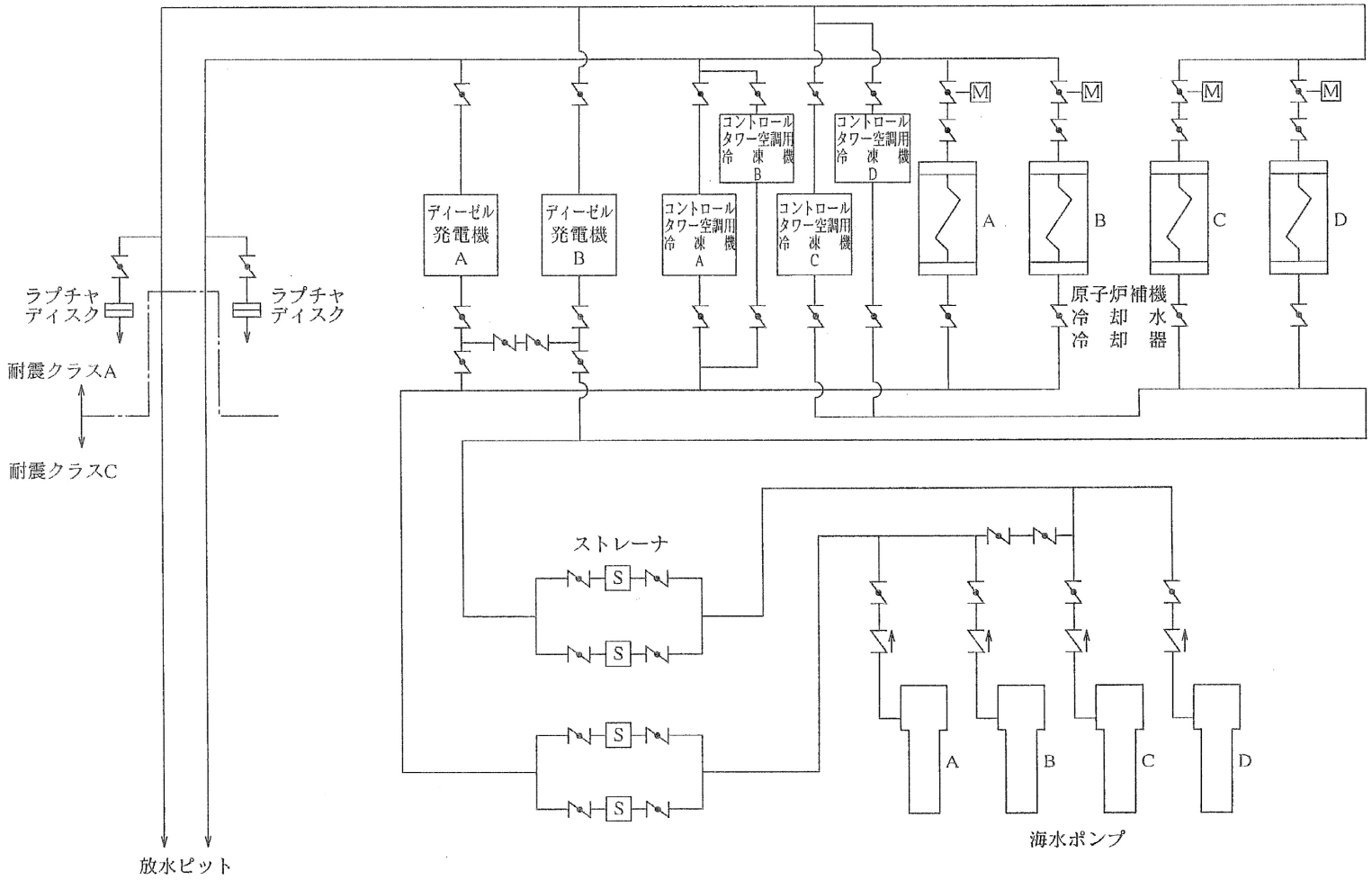
第 3.1.2.1-24 図　代替電源設備（大容量空冷式発電機）概略図



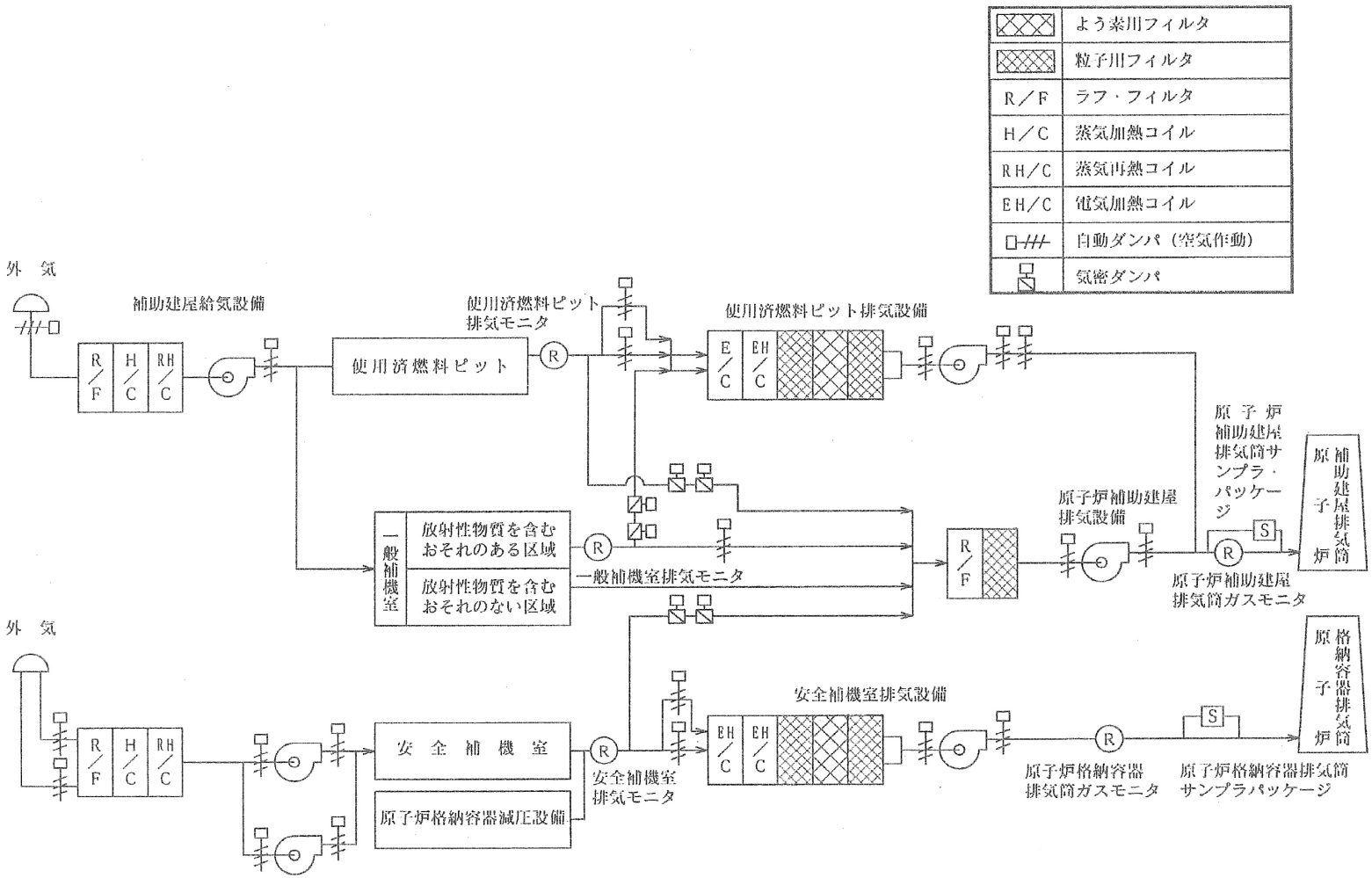
第 3.1.2.1-25 図　工学的安全施設作動概略図



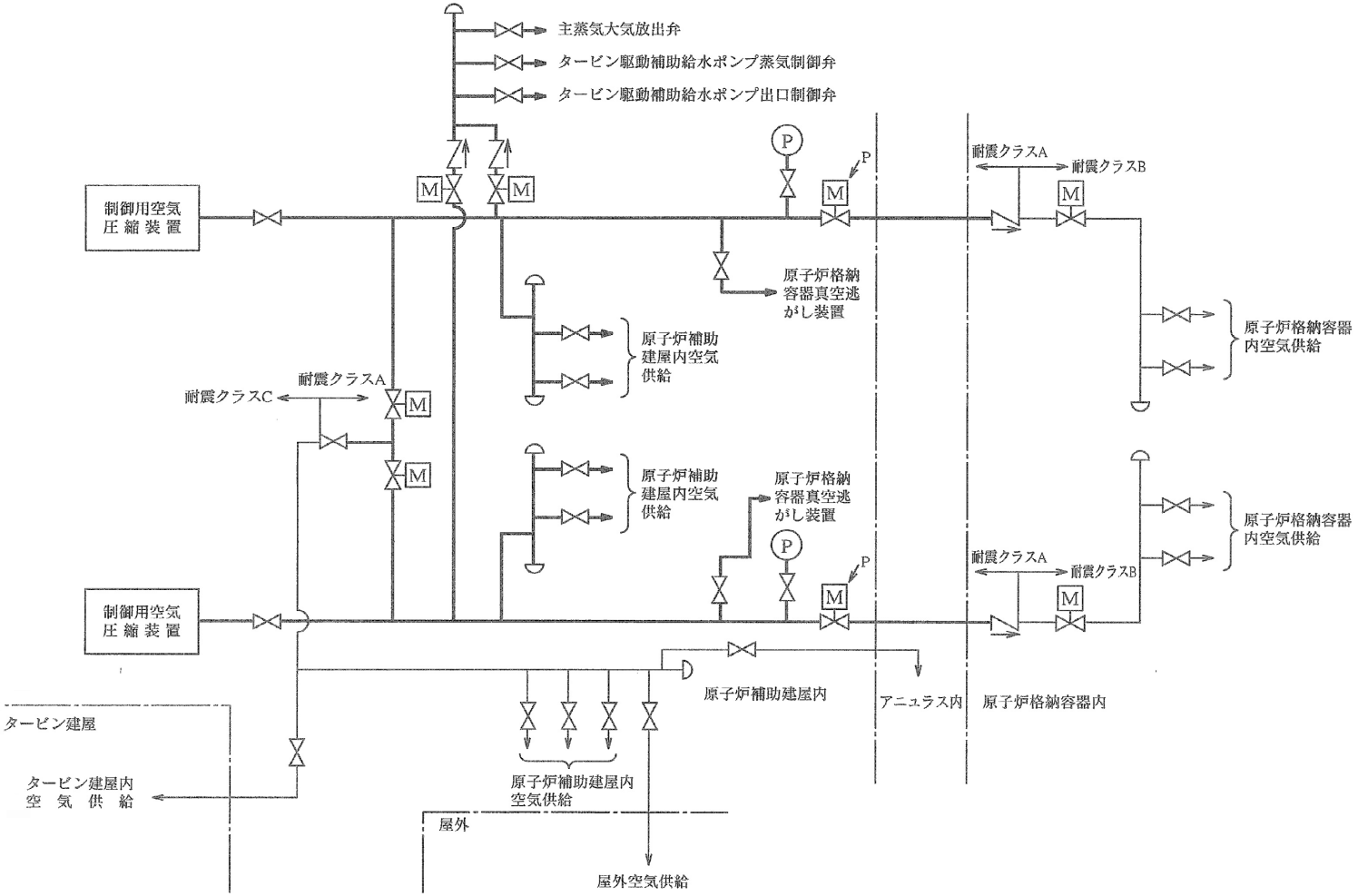
第 3.1.2.1-26 図　原子炉補機冷却水設備系統概略図



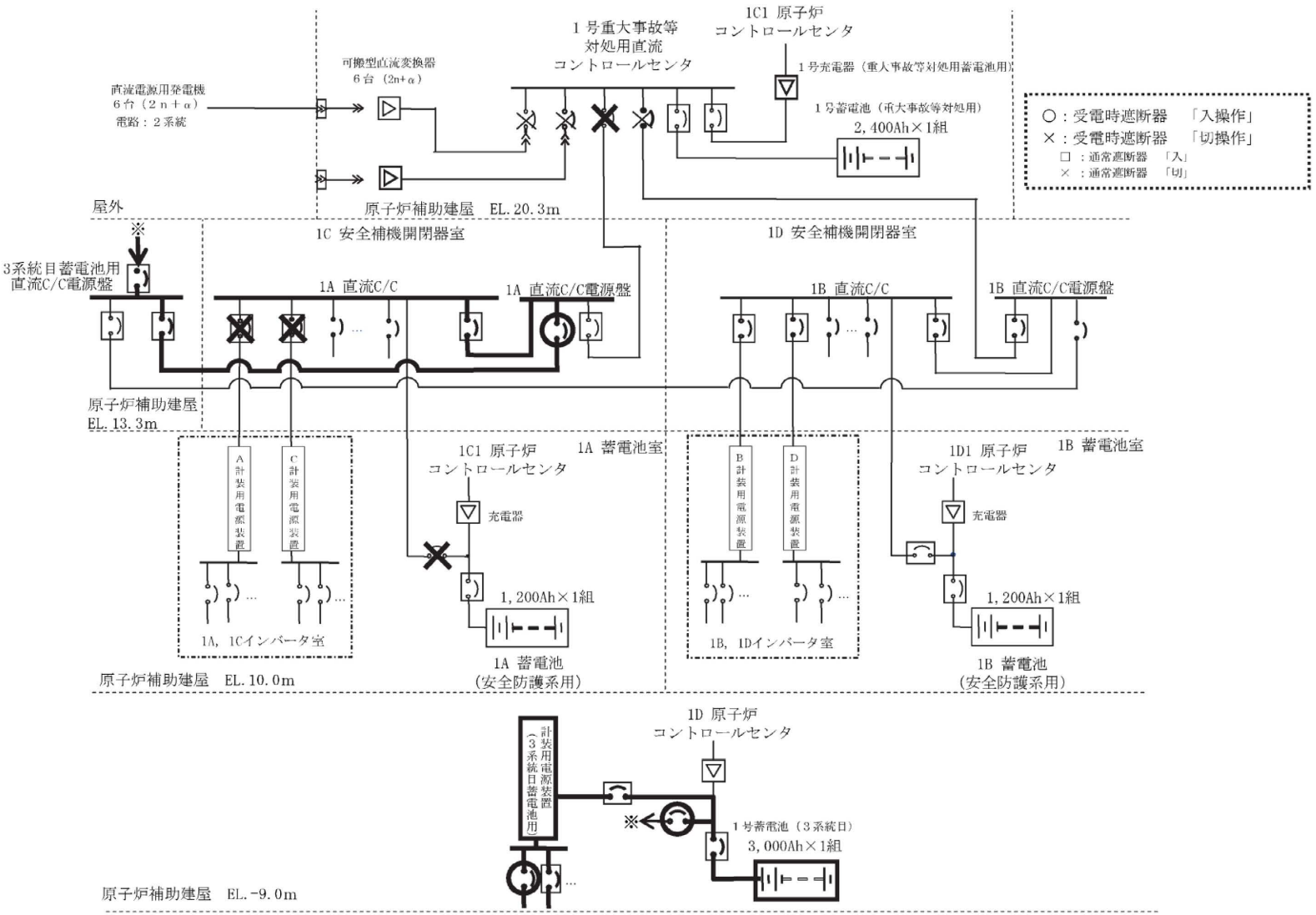
第 3.1.2.1-27 図　原子炉補機冷却海水設備系統概略図



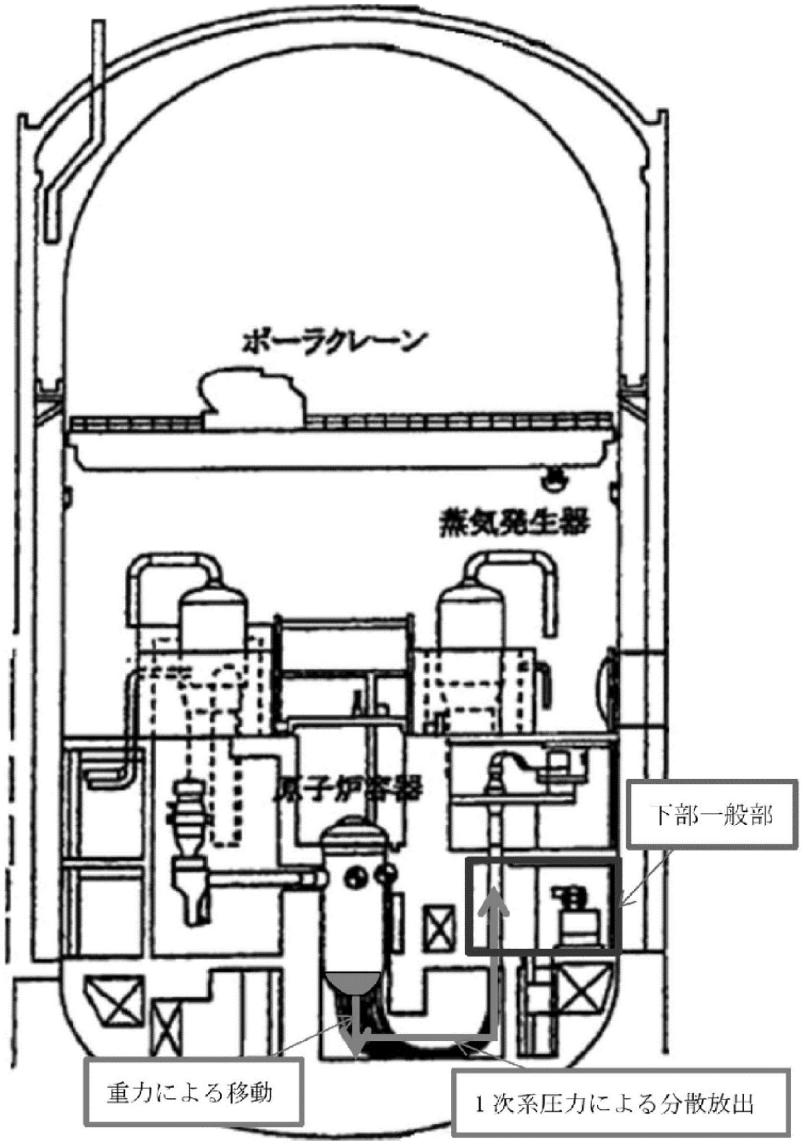
第 3.1.2.1-28 図　原子炉補助建屋換気設備系統概略図



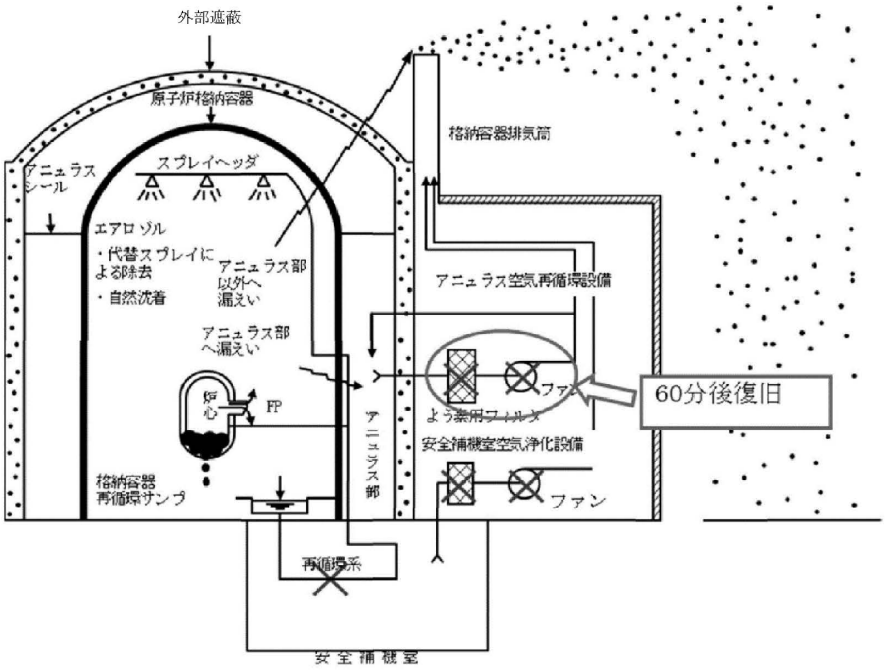
第 3.1.2.1-29 図　制御用圧縮空気設備系統概略図



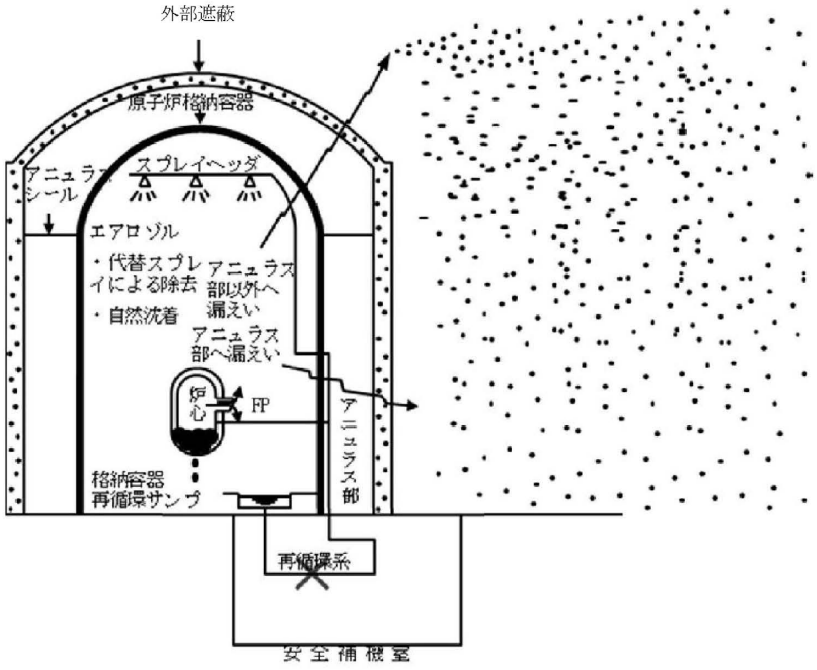
第 3.1.2.1-30 図　蓄電池(3 系統目)系統概略図



第 3.1.2.1-31 図　燃料及び溶融炉心の移動経路の概念図

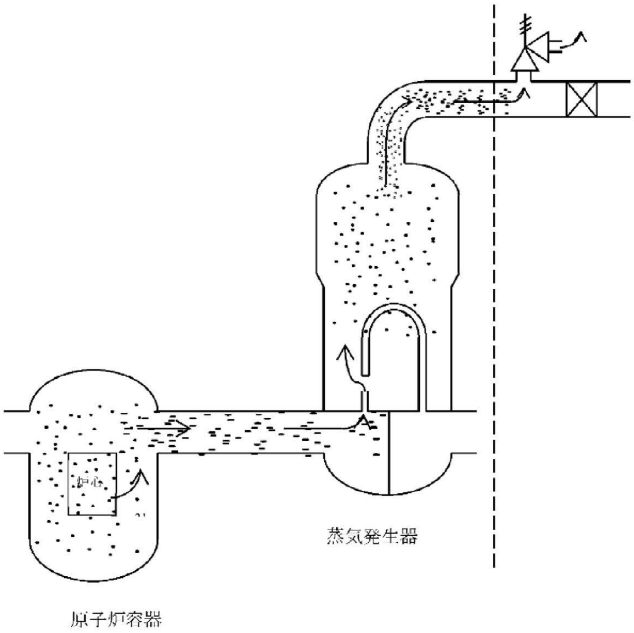


① 原子炉格納容器健全性が維持されている場合（②を除く）

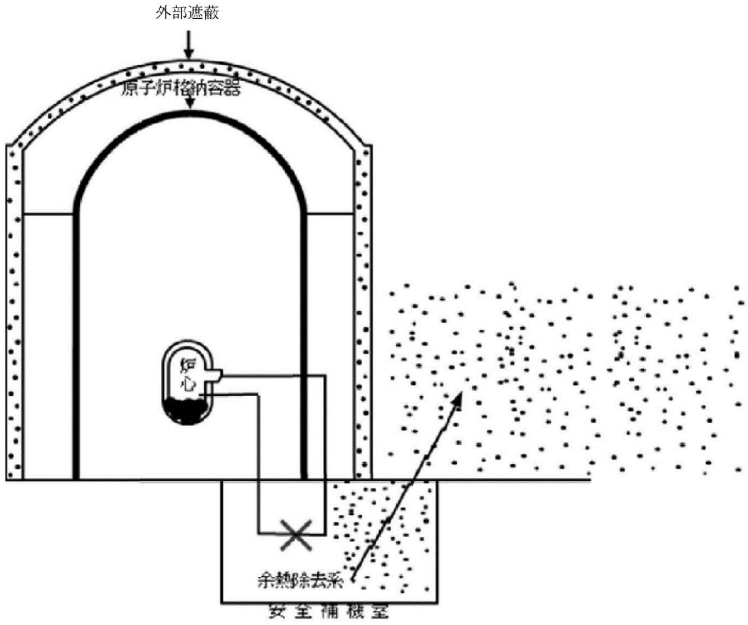


③ 格納容器機能喪失が生じた場合（④、⑤の場合を除く）

第 3.1.2.1-32 図 放出経路の概念図（1/2）

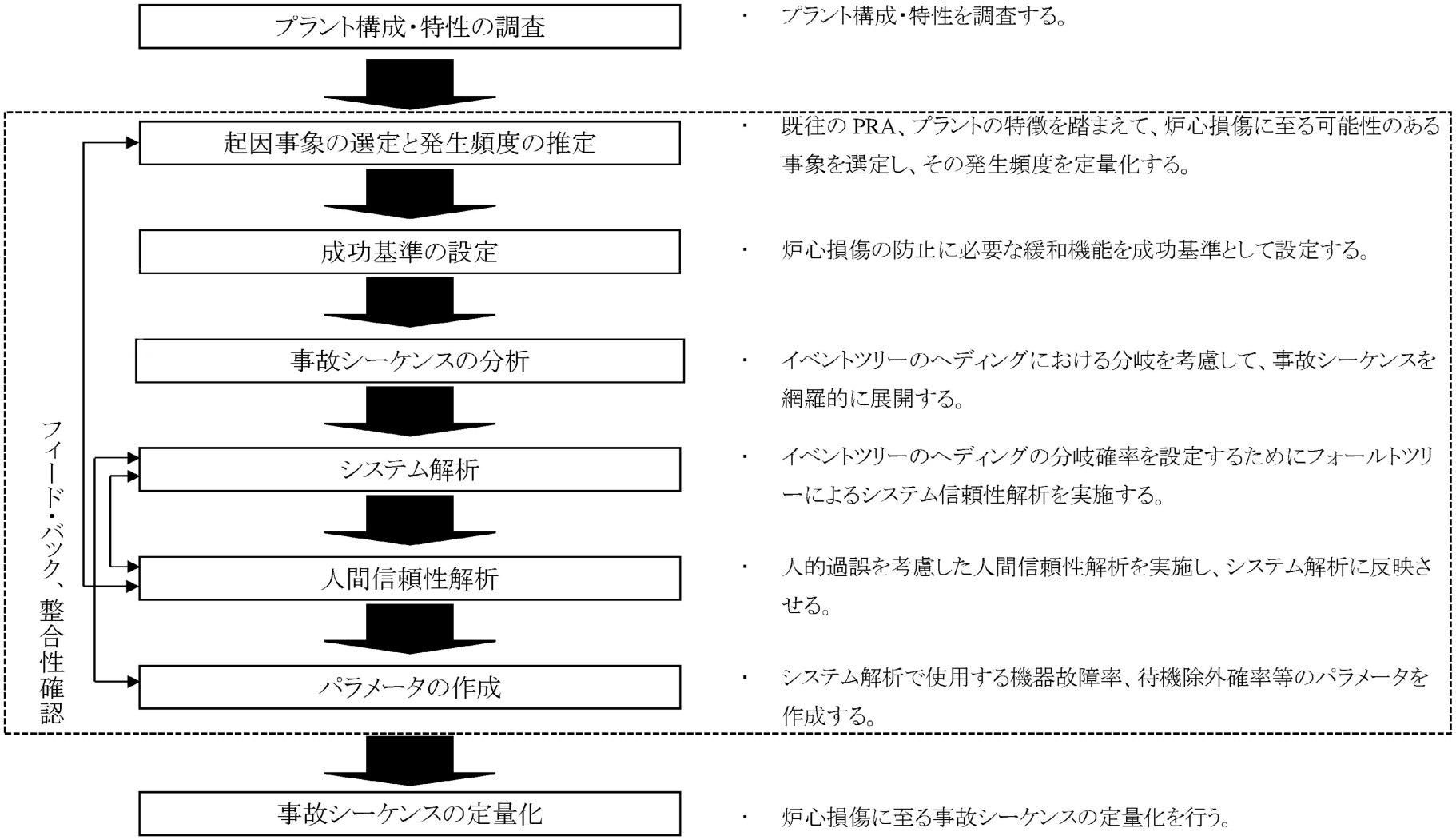


④ SGTR＋炉心損傷が生じた場合



⑤ インターフェイスシステム LOCA＋炉心損傷が生じた場合

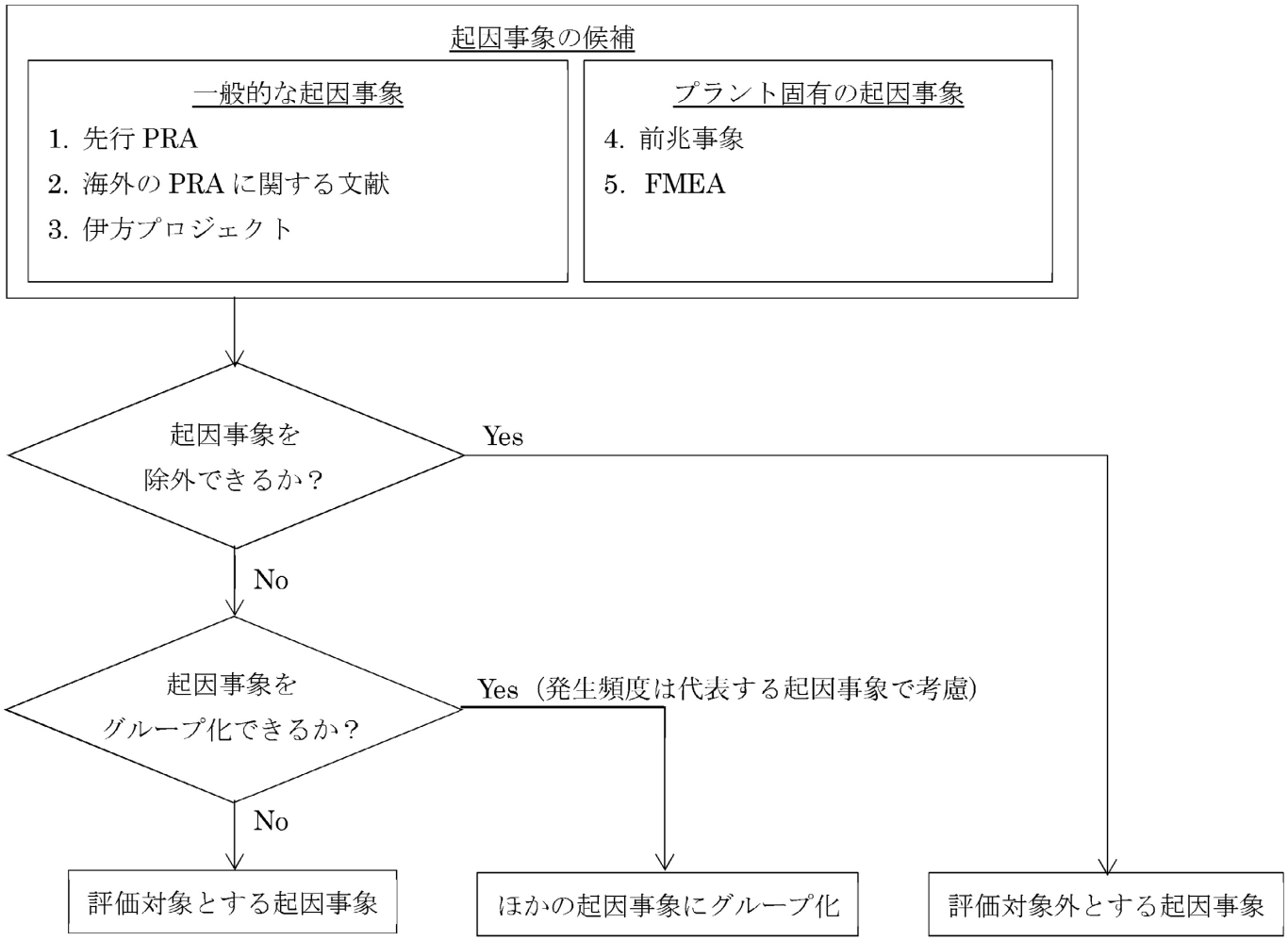
第 3.1.2.1-32 図　放出経路の概念図（2/2）



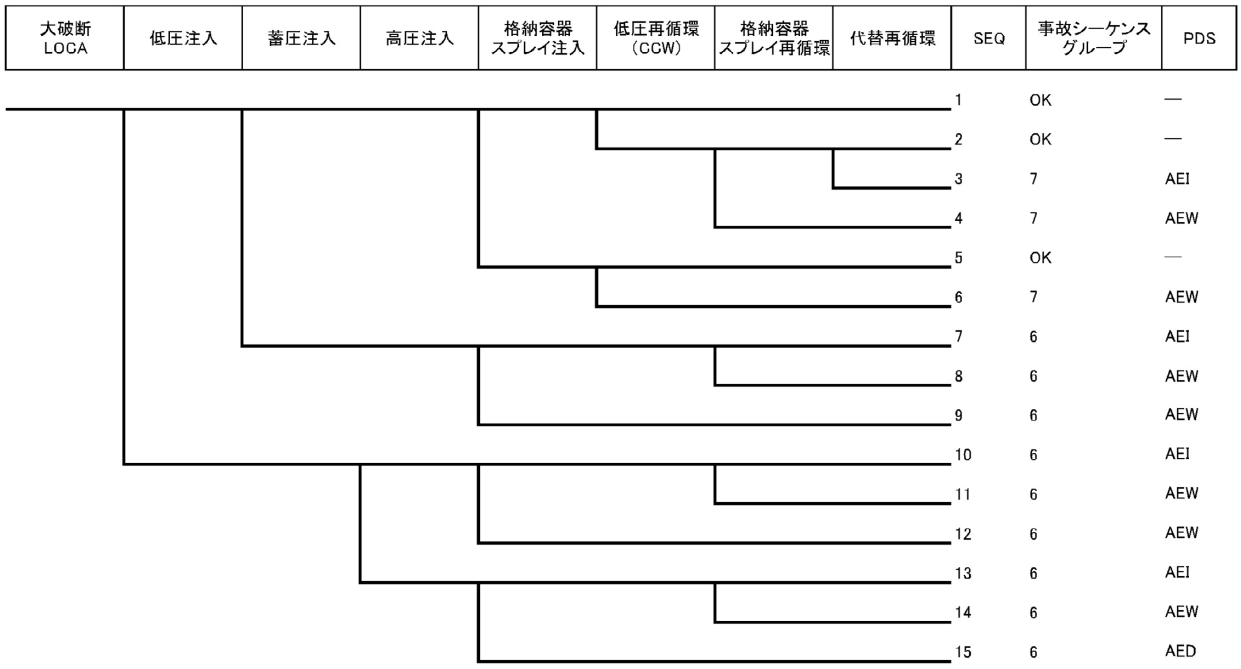
第 3.1.2.1-33 図　内部事象出力運転時レベル 1PRA の評価フロー

起因事象候補の選定

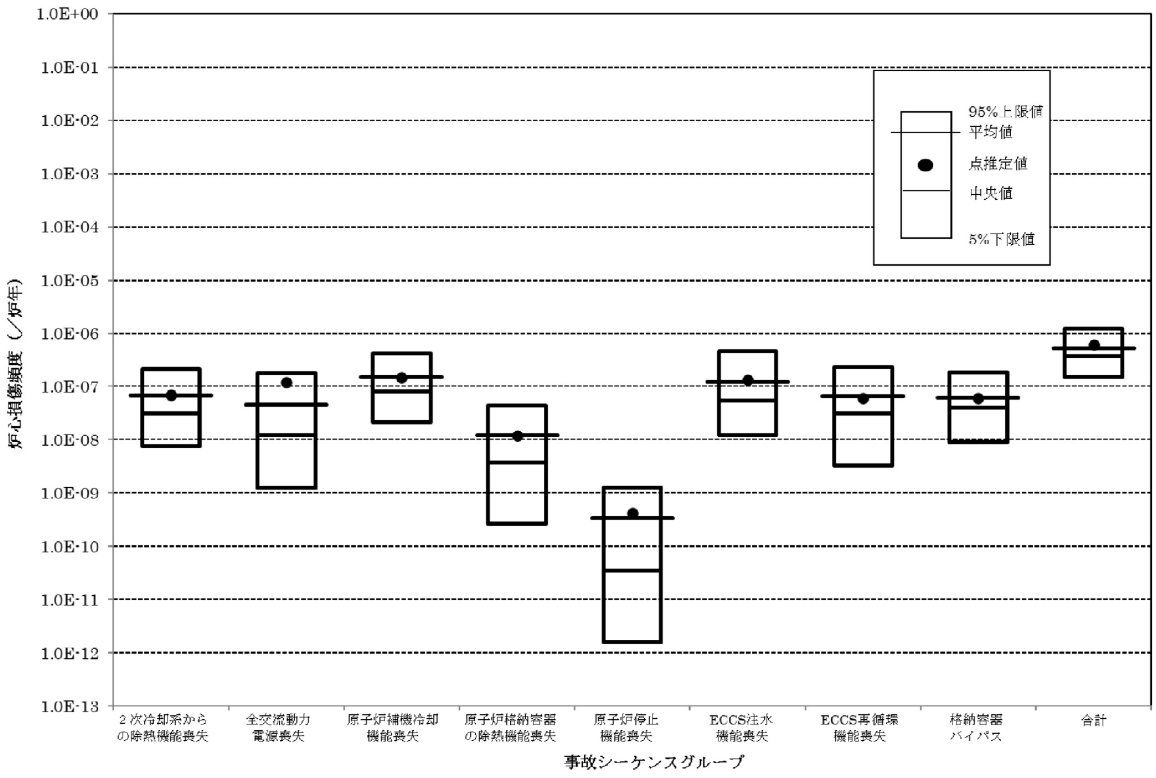
評価対象とする起因事象の選定



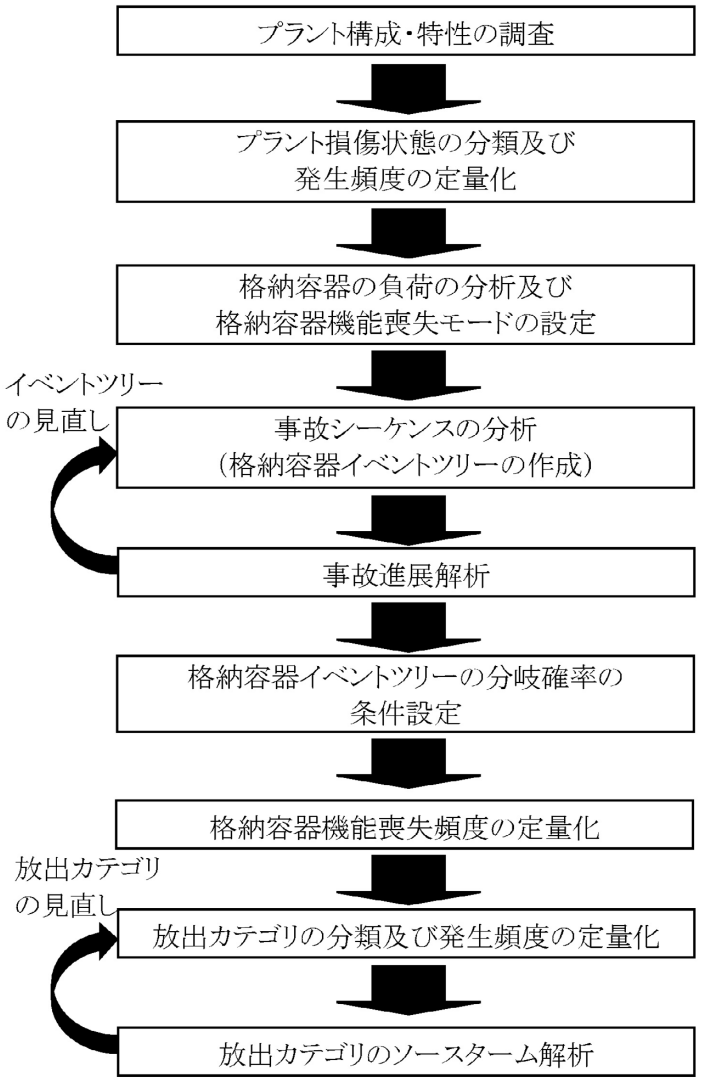
第 3.1.2.1-34 図　起因事象選定フロー



第 3.1.2.1-35 図　大破断 LOCA イベントツリー



第 3.1.2.1-36 図 不確実さ解析結果



・プラント構成・特性を調査する。

・レベル 1PRA の結果を活用し、プラント損傷状態の分類及び発生頻度の定量化を行う。

・事故後に格納容器機能喪失に至る原子炉格納容器への負荷を分析することにより、格納容器機能喪失モードを設定する。

・シビアアクシデント時に発生する物理化学現象、利用可能な機器等を分析し、格納容器イベントツリーを作成する。

・イベントツリーの分岐確率を設定するための事故進展解析を実施する。

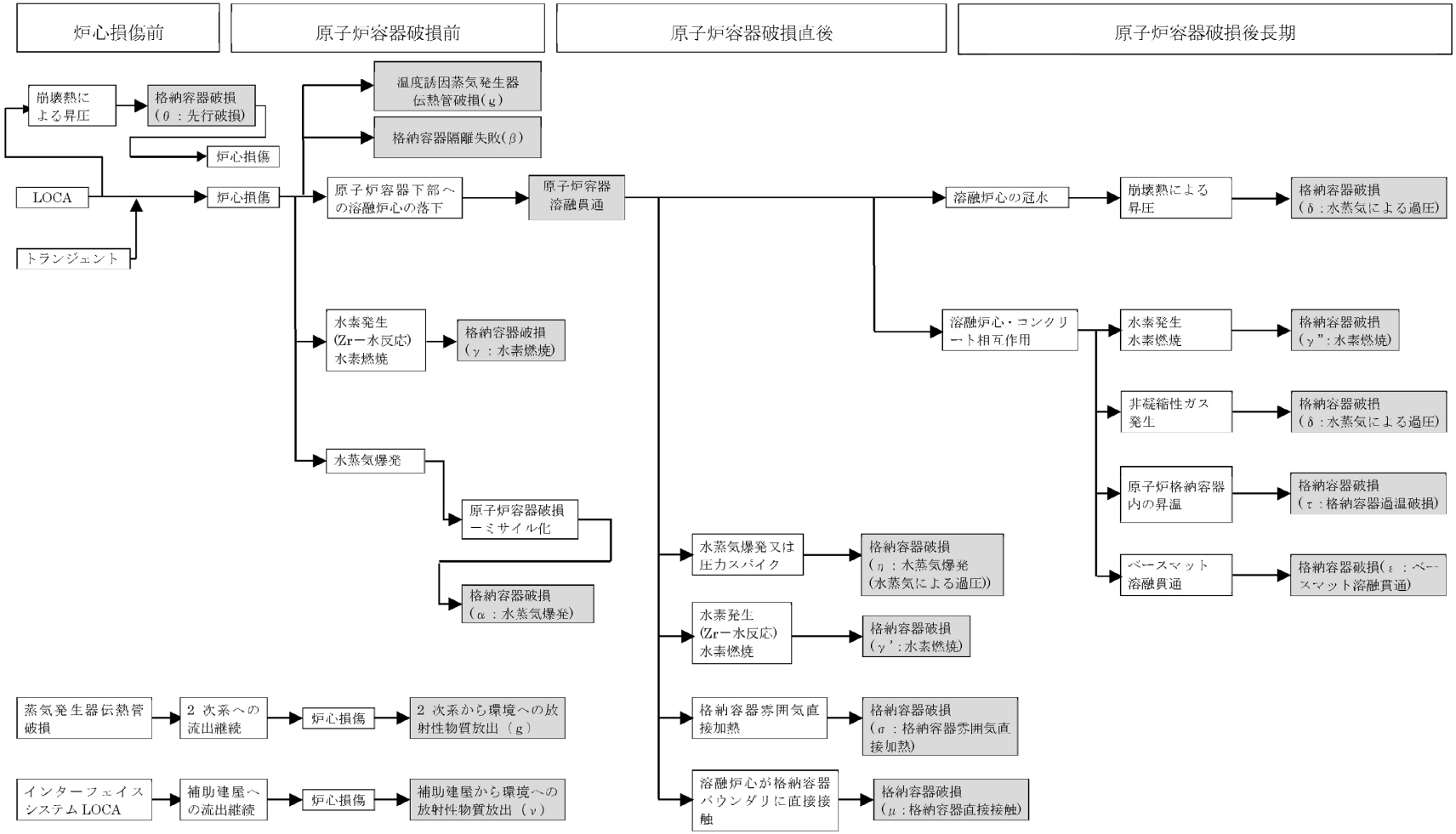
・最新のシビアアクシデントに関する技術的知見及び事故進展の解析結果を反映し、格納容器イベントツリーの分岐確率の条件を設定する。

・システム解析、事故進展解析結果等を用いて、イベントヘディングの分岐確率を求めることにより、格納容器機能喪失頻度の定量化を行う。

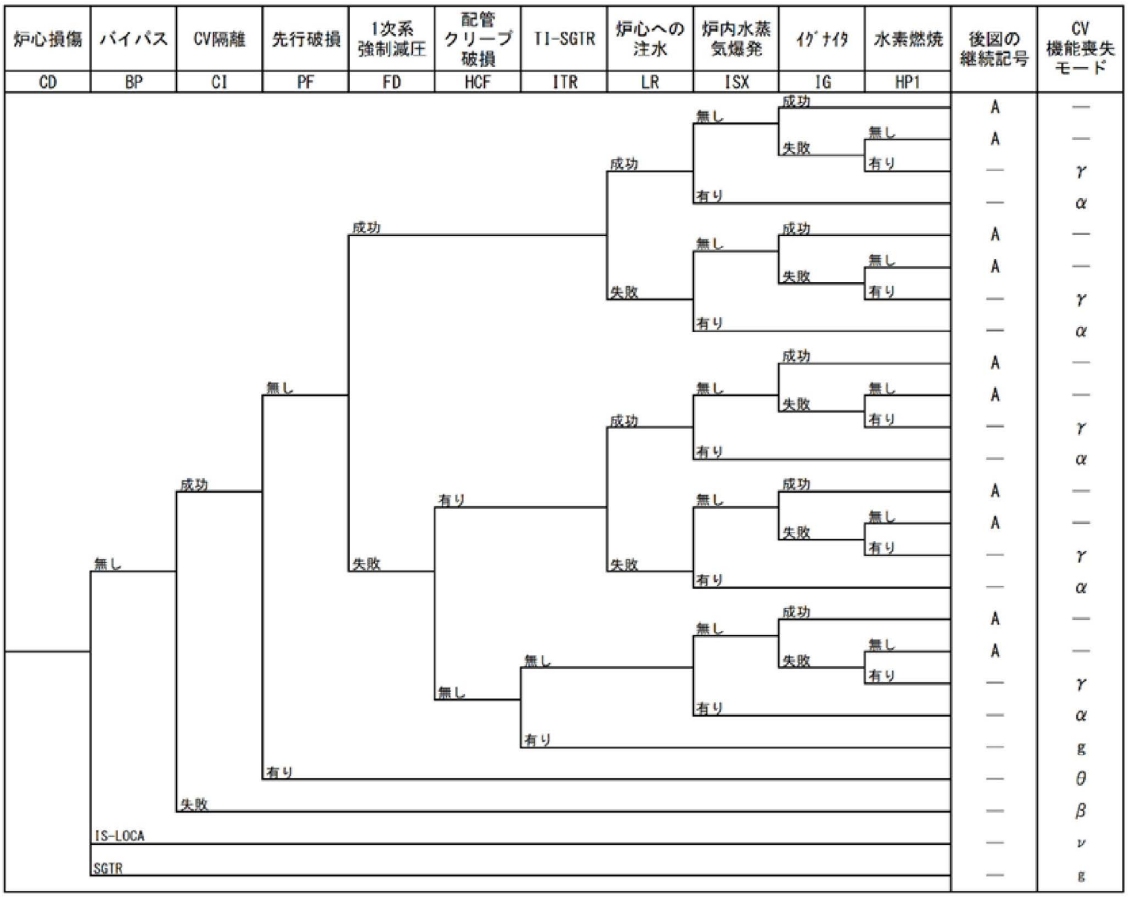
・放射性物質放出挙動の類似した放出カテゴリに分類し、発生頻度の定量化を行う。

・放出カテゴリの代表事故シーケンスについてソースターム解析を行い、事故時の Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度を評価する。

第 3.1.2.1-37 図　内部事象出力運転時レベル 2PRA の評価フロー



第 3.1.2.1-38 図　PWR のシビアアクシデントで考えられている事故進展



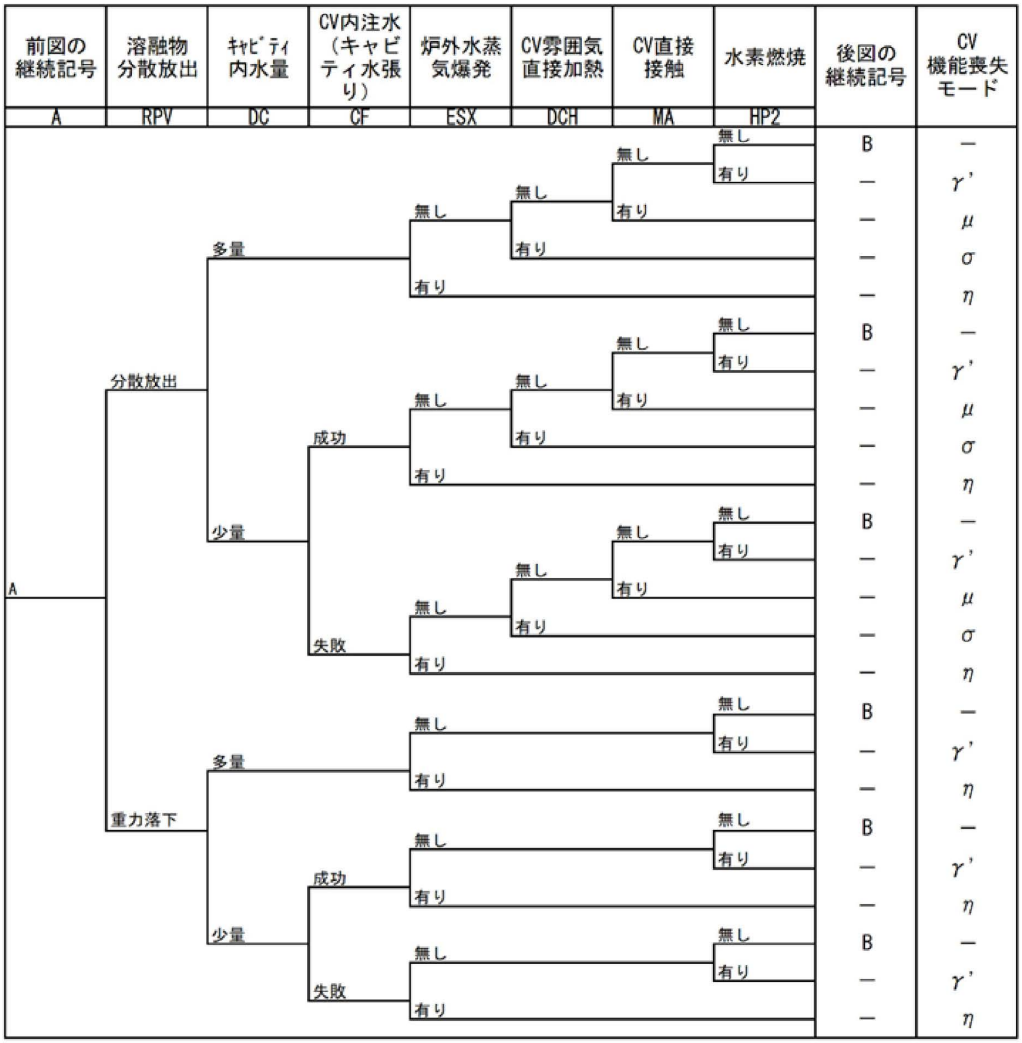
注 1)　後図の継続記号のーは、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2)　格納容器機能喪失モード:

α	=	原子炉容器内水蒸気爆発
β	=	格納容器隔離失敗
γ	=	水素燃焼(原子炉容器破損前)
γ'	=	水素燃焼(原子炉容器破損直後)
γ''	=	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
δ	=	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	=	ベースマット溶融貫通
θ	=	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
η	=	原子炉容器外水蒸気爆発
σ	=	格納容器雰囲気直接加熱
g	=	蒸気発生器伝熱管破損
ν	=	インターフェイスシステム LOCA
μ	=	格納容器直接接触
τ	=	格納容器過温破損
ϕ	=	格納容器健全

(a) 原子炉容器破損前

第 3.1.2.1-39 図　格納容器イベントツリー(1/3)



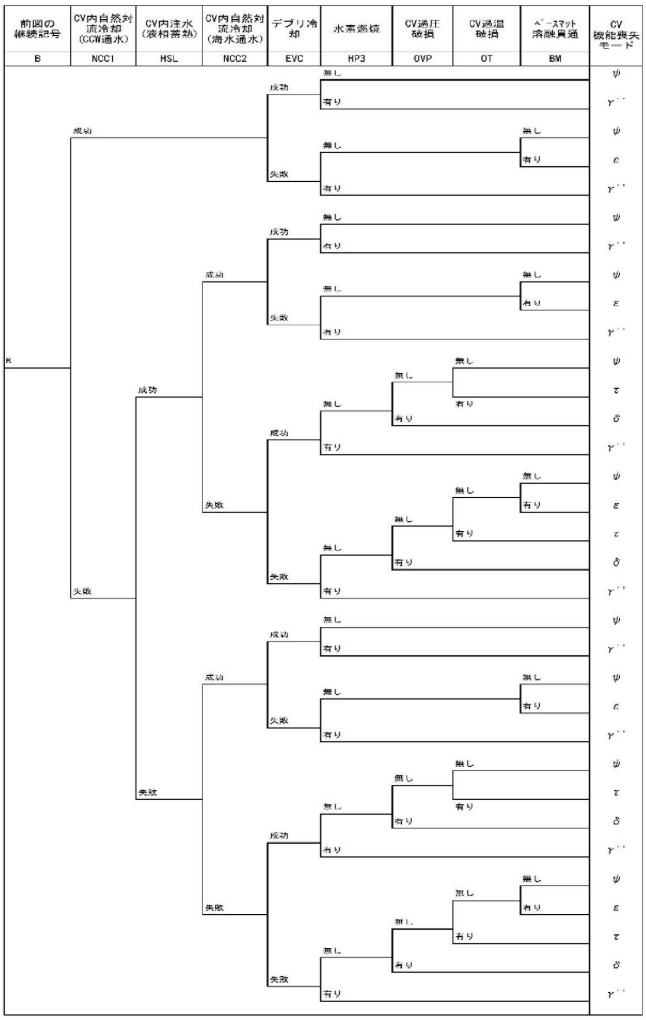
注 1)　後図の継続記号の－は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2)　格納容器機能喪失モード:

α	=	原子炉容器内水蒸気爆発
β	=	格納容器隔離失敗
γ	=	水素燃焼（原子炉容器破損前）
γ'	=	水素燃焼（原子炉容器破損直後）
γ''	=	水素燃焼（原子炉容器破損後長期）
δ	=	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	=	ベースマット溶融貫通
θ	=	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
η	=	原子炉容器外水蒸気爆発
σ	=	格納容器雰囲気直接加熱
g	=	蒸気発生器伝熱管破損
ν	=	インターフェイスシステム LOCA
μ	=	格納容器直接接触
τ	=	格納容器過温破損
ϕ	=	格納容器健全

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.2.1-39 図　格納容器イベントツリー（2/3）



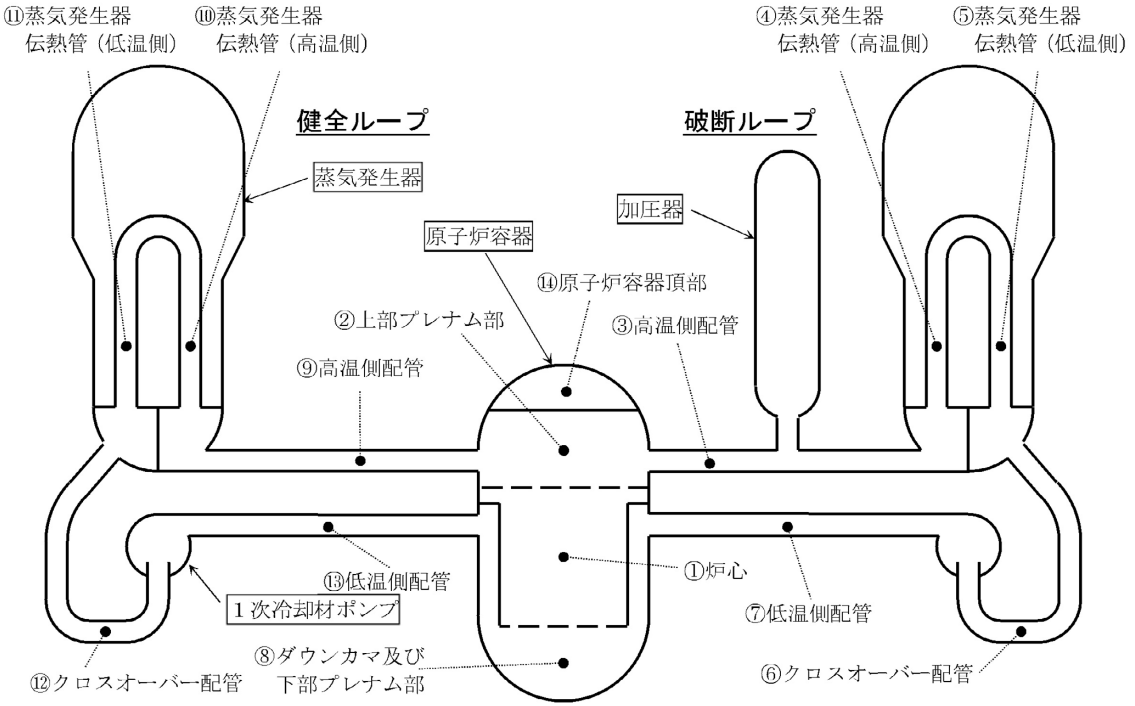
注 1)　後図の継続記号のーは、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2)　格納容器機能喪失モード:

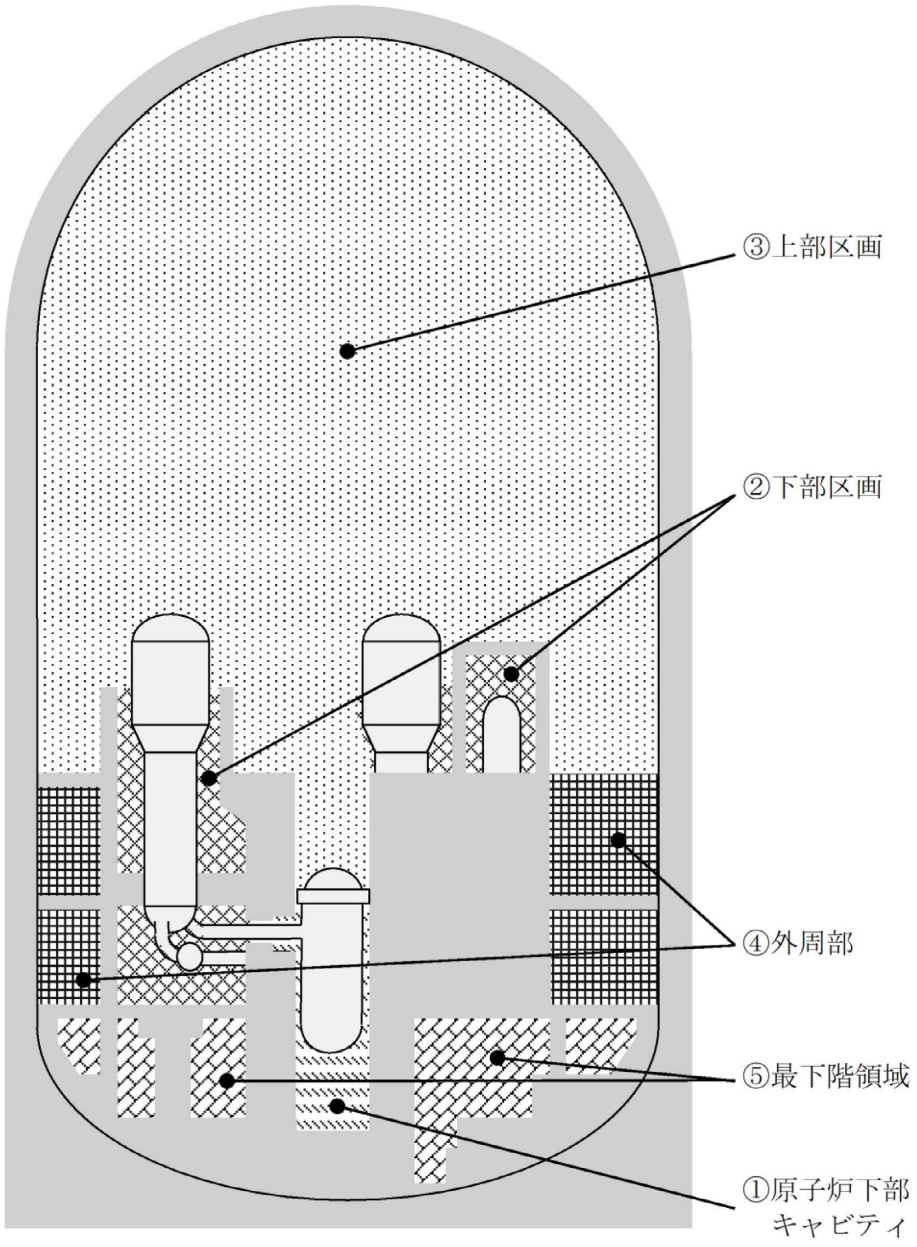
α	=	原子炉容器内水蒸気爆発
β	=	格納容器隔離失敗
γ	=	水素燃焼(原子炉容器破損前)
γ'	=	水素燃焼(原子炉容器破損直後)
γ''	=	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
δ	=	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	=	ベースマット溶融貫通
θ	=	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
η	=	原子炉容器外水蒸気爆発
σ	=	格納容器雰囲気直接加熱
g	=	蒸気発生器伝熱管破損
ν	=	インターフェイスシステム LOCA
μ	=	格納容器直接接触
τ	=	格納容器過温破損
ϕ	=	格納容器健全

(c) 原子炉容器破損後長期

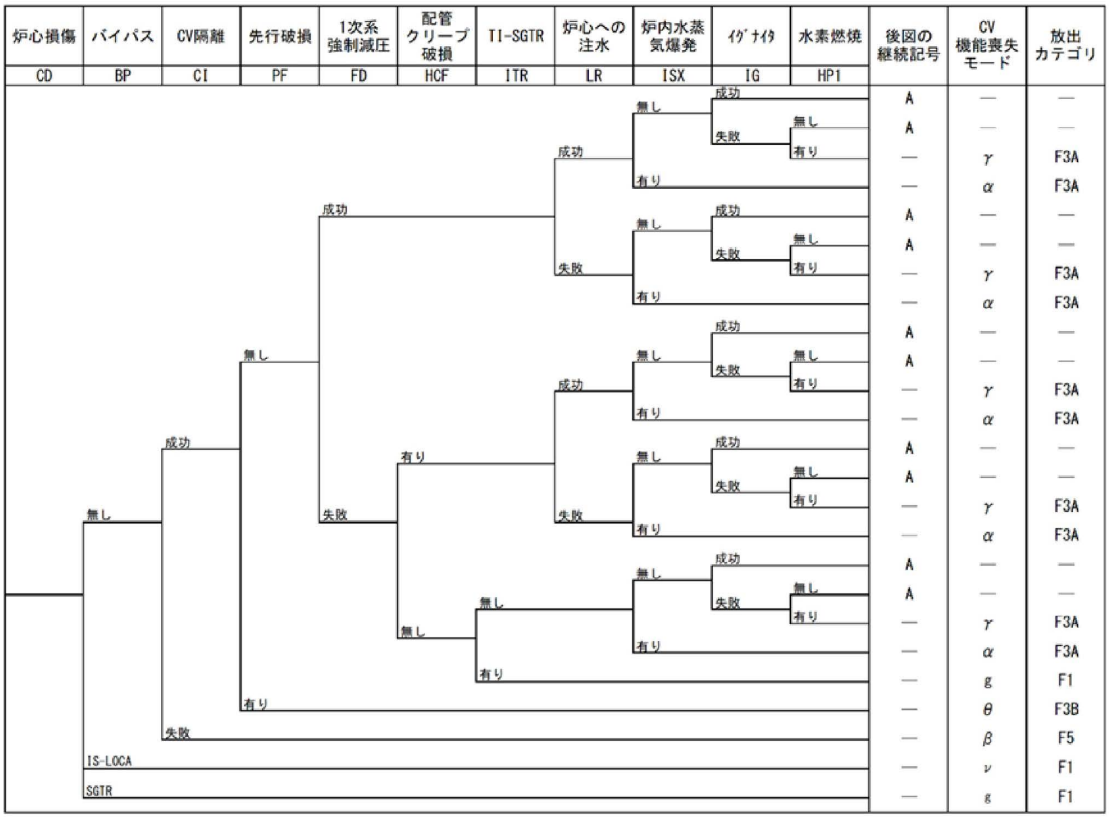
第 3.1.2.1-39 図　格納容器イベントツリー(3/3)



第 3.1.2.1-40 図　1 次系ノーディング



第 3.1.2.1-41 図　原子炉格納容器ノーディング



注 1)　後図の継続記号のーは、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2)　格納容器機能喪失モード:

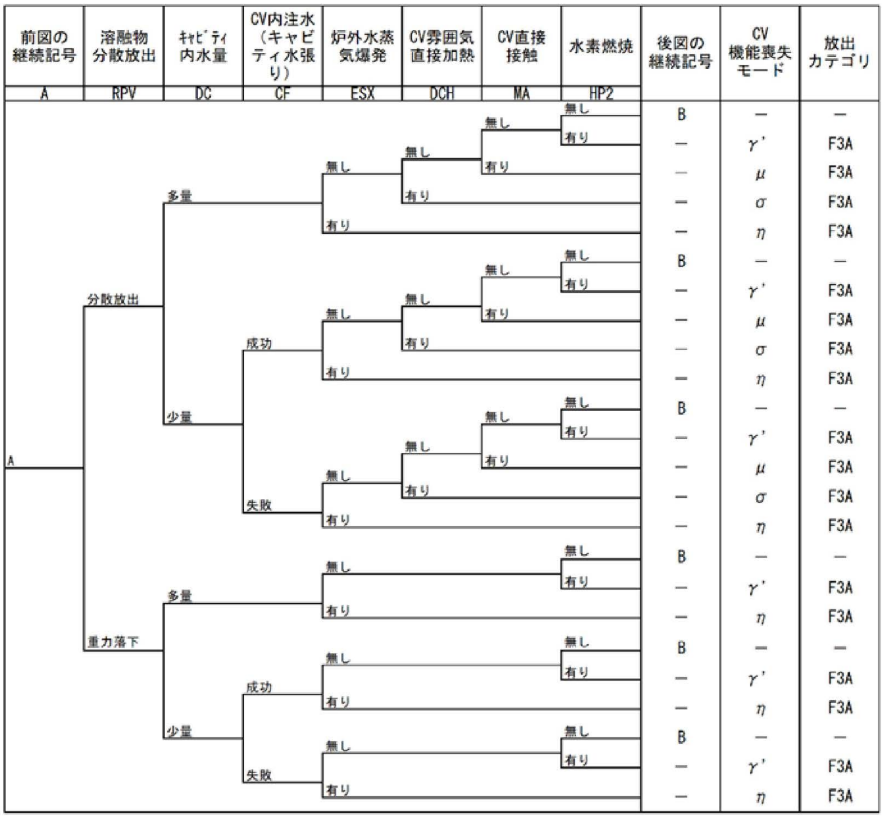
α	=	原子炉容器内水蒸気爆発
β	=	格納容器隔離失敗
γ	=	水素燃焼(原子炉容器破損前)
γ ’	=	水素燃焼(原子炉容器破損直後)
γ ”	=	水素燃焼(原子炉容器破損後長期)
δ	=	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	=	ベースマット溶融貫通
θ	=	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
η	=	原子炉容器外水蒸気爆発
σ	=	格納容器雰囲気直接加熱
g	=	蒸気発生器伝熱管破損
ν	=	インターフェイスシステム LOCA
μ	=	格納容器直接接触
τ	=	格納容器過温破損
ϕ	=	格納容器健全

注 3)　放出カテゴリ記号

F1	=	格納容器バイパス(内的)
F2	=	格納容器バイパス(外的)
F3A	=	格納容器破損(内的)(エナジェティック)
F3B	=	格納容器破損(内的)(先行破損)
F3C	=	格納容器破損(内的)(その他)
F4	=	格納容器破損(外的)
F5	=	隔離失敗(内的及び外的)
F6	=	健全(設計漏えい)(内的及び外的)

(a) 原子炉容器破損前

第 3.1.2.1-42 図　格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類(1/3)



注 1)　後図の継続記号の－は、その時点での格納容器機能喪失を意味する。

注 2)　格納容器機能喪失モード:

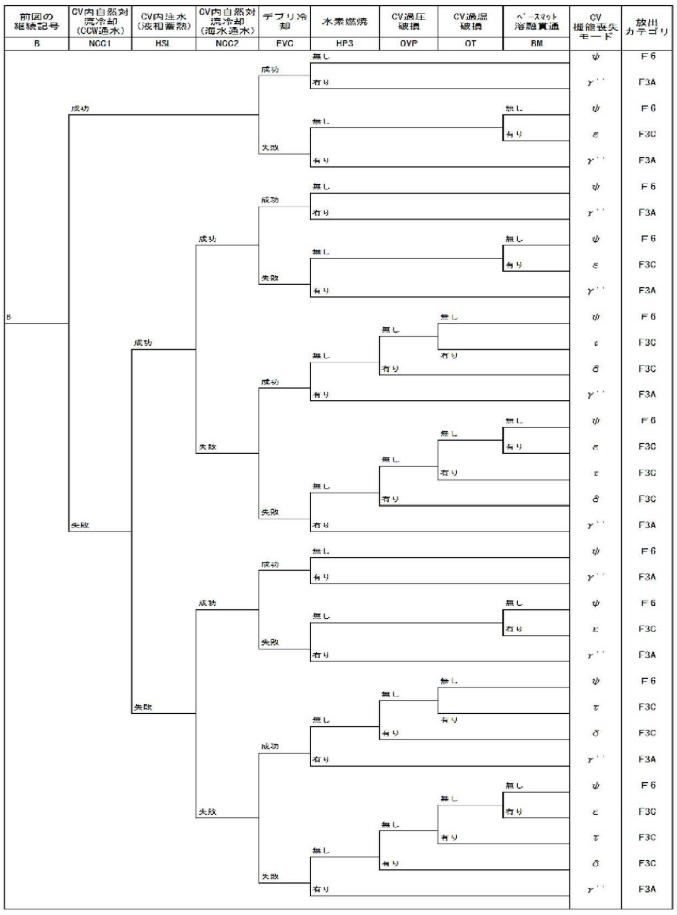
α	=	原子炉容器内水蒸気爆発
β	=	格納容器隔離失敗
γ	=	水素燃焼（原子炉容器破損前）
γ'	=	水素燃焼（原子炉容器破損直後）
γ''	=	水素燃焼（原子炉容器破損後長期）
δ	=	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	=	ベースマット溶融貫通
θ	=	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
η	=	原子炉容器外水蒸気爆発
σ	=	格納容器雰囲気直接加熱
g	=	蒸気発生器伝熱管破損
ν	=	インターフェイスシステム LOCA
μ	=	格納容器直接接触
τ	=	格納容器過温破損
ϕ	=	格納容器健全

注 3)　放出カテゴリ記号

F1	=	格納容器バイパス（内的）
F2	=	格納容器バイパス（外的）
F3A	=	格納容器破損（内的）（エナジェティック）
F3B	=	格納容器破損（内的）（先行破損）
F3C	=	格納容器破損（内的）（その他）
F4	=	格納容器破損（外的）
F5	=	隔離失敗（内的及び外的）
F6	=	健全（設計漏えい）（内的及び外的）

(b) 原子炉容器破損直後

第 3.1.2.1-42 図　格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類（2/3）



注 1)　格納容器機能喪失モード：

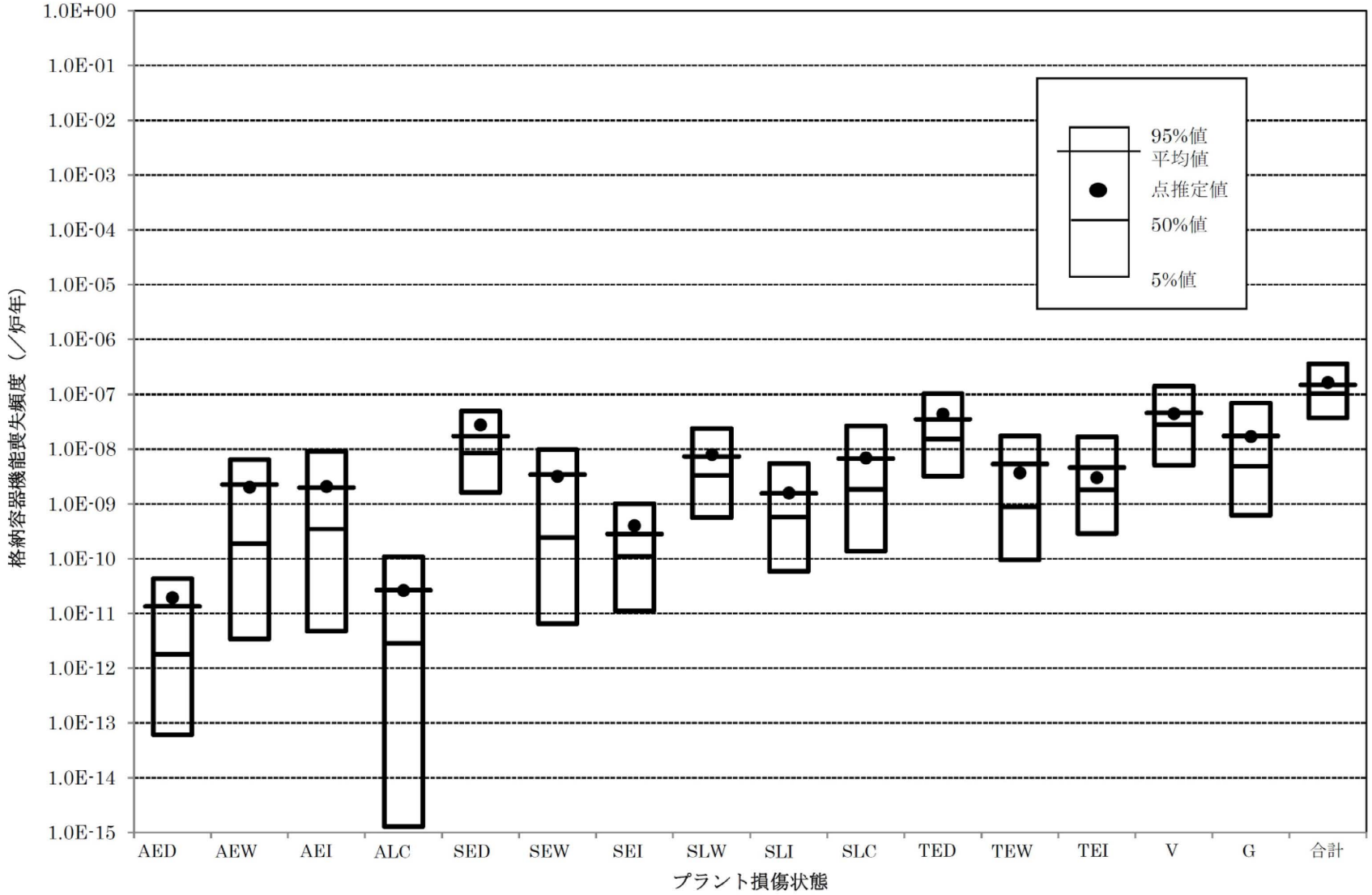
α	=	原子炉容器内水蒸気爆発
β	=	格納容器隔離失敗
γ	=	水素燃焼（原子炉容器破損前）
γ'	=	水素燃焼（原子炉容器破損直後）
γ''	=	水素燃焼（原子炉容器破損後長期）
δ	=	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損
ε	=	ベースマット溶融貫通
θ	=	水蒸気蓄積による格納容器先行破損
η	=	原子炉容器外水蒸気爆発
σ	=	格納容器雰囲気直接加熱
g	=	蒸気発生器伝熱管破損
ν	=	インターフェイスシステム LOCA
μ	=	格納容器直接接触
τ	=	格納容器過温破損
ϕ	=	格納容器健全

注 2)　放出カテゴリ記号

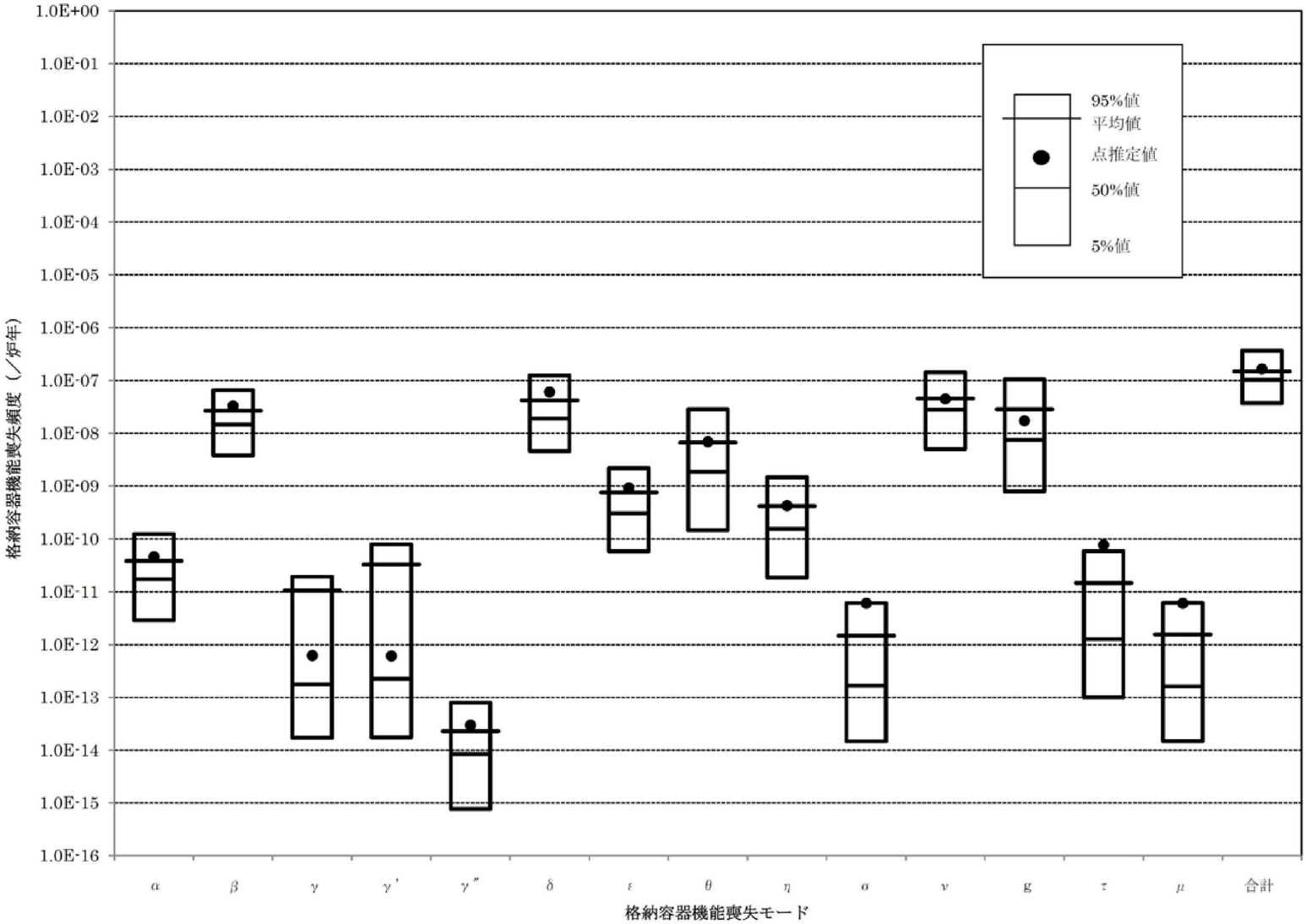
F1	=	格納容器バイパス（内的）
F2	=	格納容器バイパス（外的）
F3A	=	格納容器破損（内的）（エナジェティック）
F3B	=	格納容器破損（内的）（先行破損）
F3C	=	格納容器破損（内的）（その他）
F4	=	格納容器破損（外的）
F5	=	隔離失敗（内的及び外的）
F6	=	健全（設計漏えい）（内的及び外的）

(c) 原子炉容器破損後長期

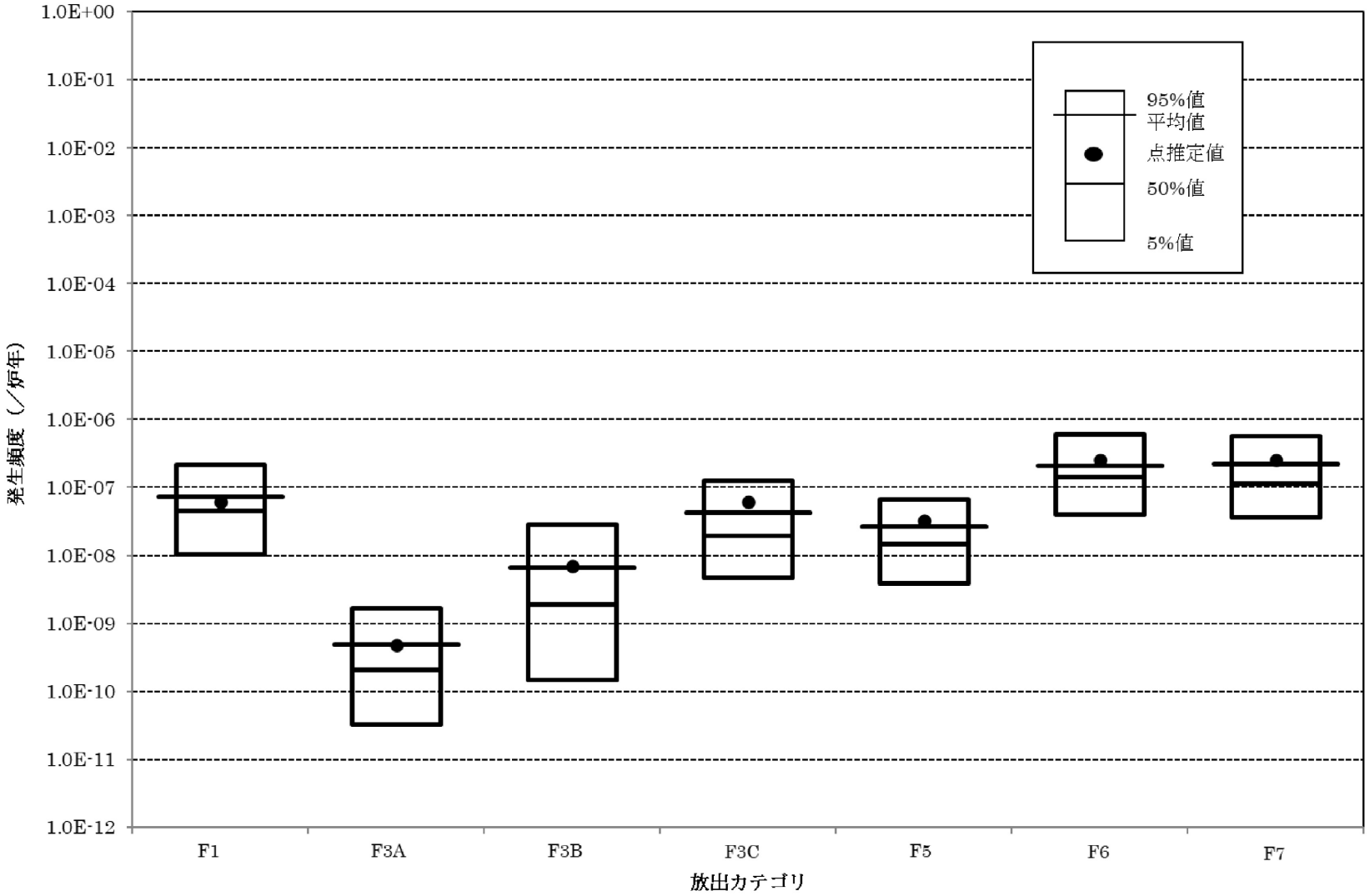
第 3.1.2.1-42 図　格納容器イベントツリーにおける放出カテゴリ分類（3/3）



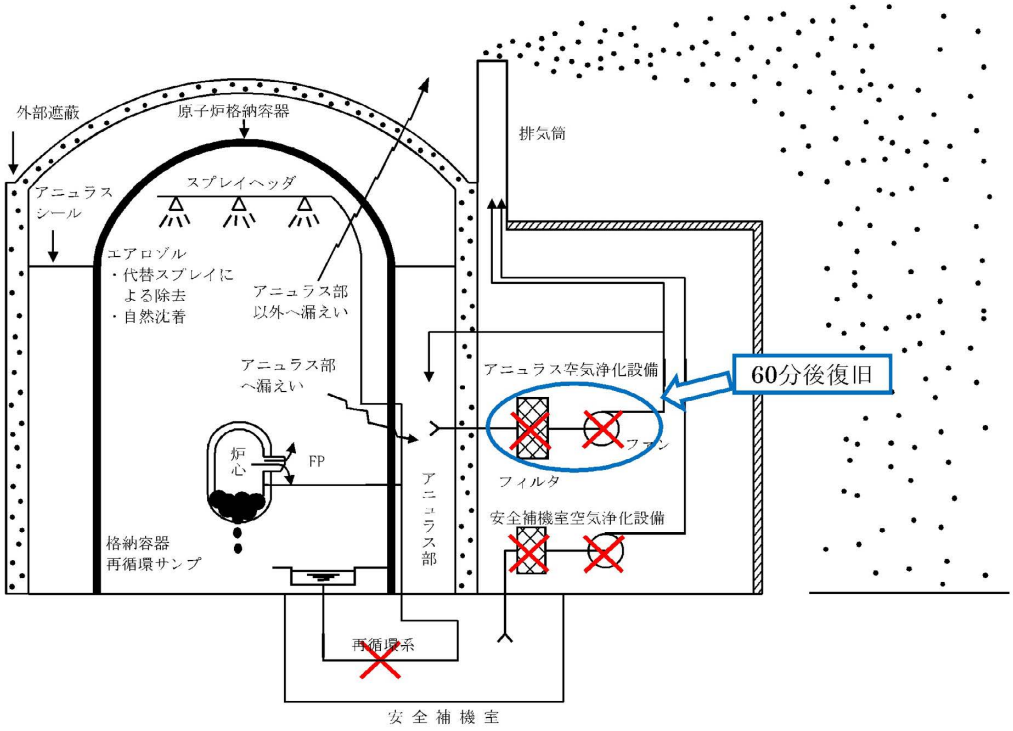
第 3.1.2.1-43 図　不確実さ解析結果（プラント損傷状態別）



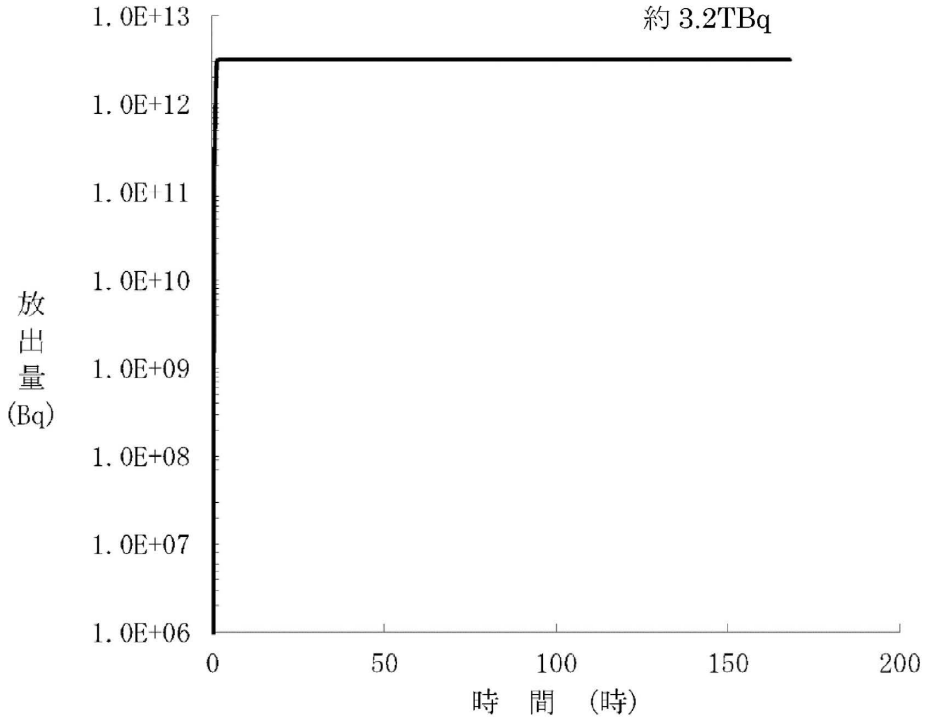
第 3.1.2.1-44 図　不確実さ解析結果(格納容器機能喪失モード別)



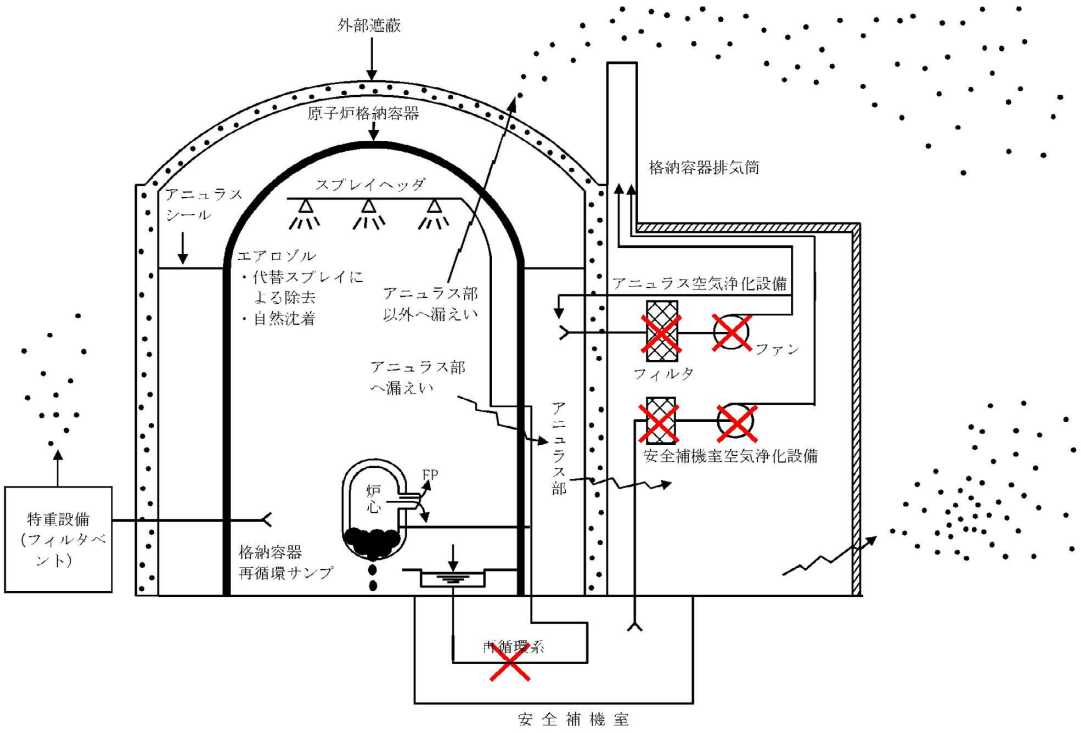
第 3.1.2.1-45 図　不確実さ解析結果（放出カテゴリ別）



第 3.1.2.1-46 図　放出放射能量評価イメージ（格納容器健全）



第 3.1.2.1-47 図 Cs-137 積算放出量の推移(格納容器健全)



第 3.1.2.1-48 図　放出放射能量評価イメージ（放射性物質管理放出）

3.1.2.2 PRAにより抽出された追加措置

3.1.2.1 で示した内部事象出力運転時 PRA の結果から、現状のプラントの安全性を更に向上させることを目的とし、炉心損傷及び格納容器機能喪失に至る主なシナリオとその要因を分析し、安全性向上のための追加措置を検討した。具体的な追加措置の検討プロセスを以下に示す。

リスク寄与が大きい事故シナリオに対する追加措置を優先的に検討するため、現状のプラント状態でのリスク評価結果を整理し、内部事象出力運転時における事故シーケンスグループごとの CDF 及びその CDF の全 CDF に対する寄与割合、並びに内部事象出力運転時における格納容器機能喪失モードごとの CFF 及びその CFF の全 CFF に対する寄与割合を分析し、第 3.1.2.2-1 図に示すフローを用いて、追加措置の検討対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードを選定した。この選定に当たっては、一般社団法人 日本原子力学会が発行している「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2025」（以下「SAM 標準」という。）を参考とした。なお、事故時の Cs-137 の放出量が 100TBq を超えるような事故の発生頻度の評価結果から抽出される追加措置は、放射性物質の放出頻度低減のための措置であり、CFF の評価結果から抽出される措置と同じとなった。

次に第 3.1.2.2-1 表及び第 3.1.2.2-2 表に示すとおり、SAM 標準を参考に追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループごとの CDF 及び格納容器機能喪失モードごとの CFF に対して、それらを重要度「高」、「中」又は「低」に分類するとともに、分類した重要度に応じて、有効と考えられる追加措置について検討を行った。

追加措置の具体的な検討においては、追加措置の検討対象として選定された事故シーケンスグループ及び格納容器機能喪失モードごとに、分類した重要度に応じた観点からリスク寄与の大きい代表的な事故シナリオに対して検討を行

うとともに、FV 重要度、CCFP 等に基づき、リスク上重要な事象に対して効果的な措置となるものを追加措置として抽出した。

その他事象（内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時）の観点からの効果的な追加措置の抽出については、次回以降の届出において更新したモデルにより評価した結果から検討を行う予定としている。

（1） 炉心損傷に至る主なシナリオの分析と追加措置の検討

事故シーケンスグループ別のCDF評価結果について重要度の分類を行った結果、重要度「低」に分類された事故シーケンスグループは、内部事象出力運転時レベル1PRAに対する「原子炉補機冷却機能喪失」、「ECCS注水機能喪失」及び「全交流動力電源喪失」であった。なお、重要度「高」又は重要度「中」に分類される事故シーケンスグループはなかった。重要度「低」に分類された事故シーケンスグループについて、運転員等の事故時対応能力の向上を図る教育・訓練の観点から追加措置を検討した。このため、各事故シーケンスグループにおいて、運転員操作の失敗を含む事故シナリオのうちリスク寄与の大きいものを代表的な事故シナリオとして選定し、炉心損傷の防止に寄与する運転員操作を分析した。なお、リスク寄与の大きい事故シナリオが機器故障等のみで構成される場合には、PRA上は期待していないものの事象進展を緩和し得る運転員操作についても検討した。

a. 原子炉補機冷却機能喪失

（a） 代表的事故シナリオの分析

安全系高圧交流母線の部分喪失の発生によって、機能喪失した母線から給電されている運転中の原子炉補機冷却水ポンプが停止し、待機中の原子炉補機冷却水ポンプの自動起動に失敗して、原子炉補機冷却機能喪失に至る。原子炉補機冷却機能喪失後、RCPシールLOCAが発生し、その後の燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプ

による炉心注入に失敗することから、炉心損傷に至る。

（b） 追加措置の検討

原子炉補機冷却機能喪失時は、RCPシールLOCA発生の恐れがあり、燃料取替用水タンクを水源とした常設電動注入ポンプによる炉心注入操作が重要であることについて運転員等に対する周知・教育を行うことを追加措置として抽出した。

b. ECCS注水機能喪失

（a） 代表的事故シナリオの分析

極小LOCA発生後、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入に失敗する。その後、低圧注入や格納容器スプレイには成功するものの、再循環自動切替信号の発信失敗により、格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転に失敗し、炉心損傷に至る。当該シナリオにおける炉心注水及び再循環自動切替信号の発信の失敗は、いずれもアプリケーションソフトウェアCCFの発生によるものである。

（b） 追加措置の検討

アプリケーションソフトウェアCCFの発生により再循環自動切替信号の発信に失敗した場合においても、運転員が再循環自動切替の不動作を認知し、手動による低温再循環への切替操作を行うことで、炉心損傷に至る事象進展を緩和し得る。このため、当該シナリオ及び手動による再循環切替操作について、運転員等に対する周知・教育を行うことを追加措置として抽出した。

c. 全交流動力電源喪失

（a） 代表的事故シナリオの分析

外部電源喪失後、ディーゼル発電機の故障で全交流動力電源喪失に至り、短期間での外部電源の復旧にも失敗する。その後、タービン動補

助給水ポンプによる補助給水には成功するものの、蓄圧タンク出口弁の閉止操作に失敗することにより、蓄圧タンクの窒素ガスが1次冷却系に混入することで、2次系強制冷却に失敗し、炉心を冷却する緩和手段に期待できないことから、炉心損傷に至る。

(b) 追加措置の検討

全交流動力電源喪失時に補助給水に成功した場合でも、蓄圧タンク出口弁の閉止操作に失敗すると炉心損傷に至る場合があることから、全交流動力電源喪失時における蓄圧タンク出口弁閉止操作の重要性について、運転員等に対する周知・教育を行うことを追加措置として抽出した。

(2) 格納容器機能喪失に至る主なシナリオの分析と追加措置の検討

格納容器機能喪失モード別のCFF評価結果について重要度の分類を行った結果、重要度「低」に分類された格納容器機能喪失モードは、内部事象出力運転時レベル2PRAに対する「水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損」、「インターフェイスシステムLOCA」及び「格納容器隔離失敗」であった。なお、重要度「高」又は重要度「中」に分類される格納容器機能喪失モードはなかった。重要度「低」に分類された格納容器機能喪失モードについても、重要度「低」に分類された事故シーケンスグループと同様に追加措置を検討した。

a. 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損

(a) 代表的事故シナリオの分析

外部電源喪失後、ディーゼル発電機の故障で全交流動力電源喪失に至る。外部電源の復旧、大容量空冷式発電機等による交流電源回復に失敗し、炉心損傷に至る。その後、電源がないことで格納容器の除熱機

能が失われ、格納容器過圧破損が発生することで格納容器機能喪失に至る。

（b） 追加措置の検討

全交流動力電源喪失時には、大容量空冷式発電機等の起動操作、常設電動注入ポンプ等による代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却（海水）が格納容器機能喪失を防ぐために重要であることについて、運転員等に対する周知・教育を行うことを追加措置として抽出した。

b. インターフェイスシステムLOCA

（a） 代表的事故シナリオの分析

インターフェイスシステムLOCA発生後、余熱除去ポンプの停止操作及び余熱除去ポンプ燃料取替用水タンク側入口弁の閉止操作による余熱除去系統の隔離に失敗することにより炉心損傷に至り、格納容器バイパスとして直接格納容器機能喪失に至る。

（b） 追加措置の検討

インターフェイスシステムLOCAに対しては、余熱除去ポンプの停止及び余熱除去ポンプ燃料取替用水タンク側入口弁の閉止による余熱除去系統の隔離操作が、余熱除去系統への1次冷却材の流入継続の防止及び充てん／高圧注入ポンプの水源確保のために重要であることから当該操作について、運転員等に対する周知・教育を行うことを追加措置として抽出した。

c. 格納容器隔離失敗

（a） 代表的事故シナリオの分析

安全系低圧交流母線の部分喪失又は安全系直流電源の部分喪失発生後、外部電源喪失の発生及びディーゼル発電機の故障が重畳するこ

とで電源が喪失し、炉心損傷に至る。その後、電源がないことでRCP封水戻りラインの格納容器隔離弁を閉止できず、格納容器隔離失敗が発生することで格納容器機能喪失に至る。

(b) 追加措置の検討

格納容器隔離失敗に対しては、RCP封水戻りラインの格納容器隔離弁の隔離操作に関する習熟が重要であることについて、運転員等に対する周知・教育を行うことを追加措置として抽出した。

(3) PRAより抽出された追加措置の整理

PRAより抽出された安全性向上のための追加措置として、リスク上重要な事故シナリオ及び運転操作についての教育・訓練を強化し、発電所員(運転員等を含む)の事故時対応能力の向上を図ることを抽出した。抽出した追加措置を第3.1.2.2-3表に示す。

なお、原子力施設の設計及び運用に、PRAの結果から得られるリスク情報を活用するため、より現実的な評価に向けた検討、研究等の取組みを今後も継続的に推進していく。

第 3.1.2.2-1 表　事故シーケンスグループごとの CDF 結果

事故シーケンスグループ	CDF （／炉年）
2 次冷却系からの除熱機能喪失	7.1E-08 (11.7%)
全交流動力電源喪失	1.2E-07 (20.1%)
原子炉補機冷却機能喪失	1.5E-07 (24.2%)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	1.2E-08 (2.0%)
原子炉停止機能喪失	4.2E-10 (<0.1%)
ECCS 注水機能喪失	1.3E-07 (22.0%)
ECCS 再循環機能喪失	6.0E-08 (9.9%)
格納容器バイパス	6.1E-08 (10.1%)
合計	6.1E-07

緑ハッチング：重要度「低」
（ ）内は合計に占める割合を示す。

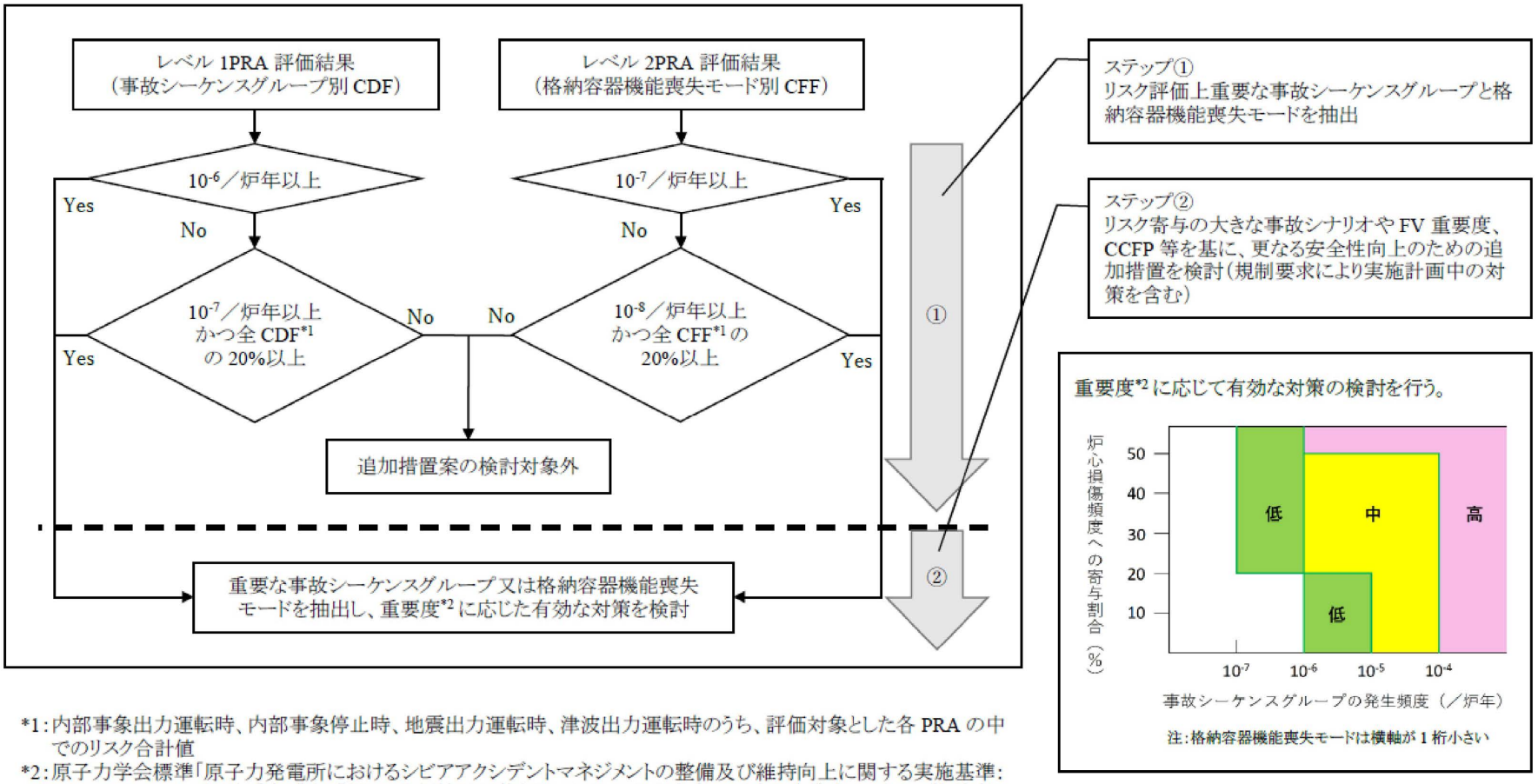
第 3.1.2.2-2 表　格納容器機能喪失モードごとの CFF 結果

格納容器機能喪失モード	CFF （／炉年）
α（原子炉容器内水蒸気爆発）	4.6E-11 (<0.1%)
β（格納容器隔離失敗）	3.3E-08 (20.1%)
γ（水素燃焼（原子炉容器破損前））	6.2E-13 (<0.1%)
γ'（水素燃焼（原子炉容器破損直後））	6.1E-13 (<0.1%)
γ''（水素燃焼（原子炉容器破損後長期））	3.0E-14 (<0.1%)
δ（水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損）	6.1E-08 (36.9%)
ε（ベースマット溶融貫通）	9.1E-10 (0.6%)
θ（水蒸気蓄積による格納容器先行破損）	6.9E-09 (4.2%)
η（原子炉容器外水蒸気爆発）	4.2E-10 (0.3%)
σ（格納容器雰囲気直接加熱）	6.1E-12 (<0.1%)
ν（インターフェイスシステム LOCA）	4.5E-08 (27.3%)
g （蒸気発生器伝熱管破損）	1.7E-08 (10.5%)
τ（格納容器過温破損）	7.7E-11 (<0.1%)
μ（格納容器直接接触）	6.1E-12 (<0.1%)
合計	1.7E-07

緑ハッチング：重要度「低」
（ ）内は合計に占める割合を示す。

第 3.1.2.2-3 表　PRA より抽出された追加措置

分類	追加措置	期待される効果	左記追加措置が抽出された事象
教育・訓練の強化	・発電所員を対象としたリスク情報を活用した教育・訓練の実施	・リスク寄与の大きいシナリオやリスク上重要な操作（インターフェイスシステム LOCA 時の余熱除去系統隔離操作等）に関して教育を実施し、運転員等の意識を高めた上で、訓練を実施することにより事故対応能力を向上できる。	・内部事象出力運転時レベル 1PRA ・内部事象出力運転時レベル 2PRA



*1：内部事象出力運転時、内部事象停止時、地震出力運転時、津波出力運転時のうち、評価対象とした各 PRA の中でのリスク合計値

*2：原子力学会標準「原子力発電所におけるシビアアクシデントマネジメントの整備及び維持向上に関する実施基準：2025」において、重要性「高」「中」「低」の分類等が記載されており、これを参考に対応を実施する。なお、格納容器機能喪失モードについては、横軸が 1 桁ずつ低い値を閾値として設定

第 3.1.2.2-1 図　追加措置の検討対象選定フロー

3.1.2.3 PRA改善に向けた取組み方針

安全性向上評価における PRA 実施の目的は、評価結果の分析に基づくプラントの脆弱点の把握と安全性向上対策の立案のための追加措置抽出であることから、より現実的な評価を実施することが望ましく、その目的に沿った PRA 手法及び PRA モデルの改善が必要となる。

本届出においては、これまでの届出における PRA で使用した設計、運転・施設管理情報、評価手法等を更新し、現状のプラント状態に即したモデルを構築した。また、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、PRA モデルの高度化を実施した。今後更なる改善に向け、以下の項目を実施する。

- 発電所の設計・運用情報、運転経験等の情報をモデルに適宜反映することにより現状のプラント状態に即したモデルの維持管理を継続的に行い、リスク評価・管理を実施する。
- 内部事象 PRA 及び外部事象 PRA モデルについて、伊方プロジェクトの取組みで得られた知見等を踏まえ、継続的な高度化を実施する。
- その他事象を対象とした PRA モデルについても、評価技術の成熟度等に応じてモデル構築を検討する。

PRA 手法の改善は、電力共通の課題であることから、これらの取組みについては、電力共通研究、電力中央研究所（NRRC）等の活用により、効果的な取組みとなるよう進めていき、適宜評価に取り入れていく。

また、PRA の適用範囲を拡大し、リスク情報を活用した効果的かつ効率的な資源運用を行うことにより、プラントの安全性の維持・向上と稼働率向上の両立につながる活動を進める。

3.1.2.4 前回PRA結果からのPRAモデル変更内容と影響について

今回、第8回安全性向上評価におけるPRA（以下「第8回評価」という。）においては、第5回安全性向上評価におけるPRA（以下「第5回評価」という。）に使用したPRAモデルに設計・運用情報の更新を反映するとともに、伊方プロジェクトによる評価手法の高度化や海外専門家からの技術的コメントを反映した以下のPRAを実施した。

・内部事象出力運転時PRA（レベル1及びレベル2）

第5回評価と第8回評価の全CDF、全CFFを第3.1.2.4-1表に示す。

第5回評価からの主なPRAモデルの変更内容及び評価結果への影響を第3.1.2.4-2表に示す。

第3.1.2.4-1表　第5回評価と第8回評価の全CDF、全CFF

	第5回評価	第8回評価
全CDF（／炉年）	3.0E-06	6.1E-07
全CFF（／炉年）	4.4E-07	1.7E-07

第3.1.2.4-2表　第5回評価からの主なPRAモデルの変更内容と評価結果への影響

項　目	PRAモデルの変更内容	評価結果への影響
起因事象発生頻度の更新	・2025年3月までの国内及び米国PWRプラントの運転実績を基に、川内1/2号機の運転実績を反映した発生頻度への更新 ・外部電源喪失の発生頻度算出方法について、事前分布をNRRCにより算出された発生頻度とし、国内PWRプラントの運転実績を用いてベイズ更新することにより算出するように見直し ・SGTRの発生頻度算出方法について、SGTRやSG伝熱管の漏えい原因に対する対策の効果を考慮するよう見直し	・起因事象発生頻度を最新化し、最新の運転実績を反映した評価とした。当該更新による評価結果への有意な影響はない。 ・外部電源喪失及びSGTRの発生頻度算出方法等見直しによりCDF、CFFは低減。
成功基準の見直し	・現実的な解析条件に基づく成功基準解析結果に基づき、2次冷却系からの除熱機能喪失事象（フィードアンドブリード）の緩和手段の成功基準を見直し　等	・成功基準の見直しによりCDF、CFFは低減。
機器故障率の更新	・2025年3月までのプラント運転実績に基づくプラント固有故障率に最新化 ・大容量空冷式発電機等の代用パラメータを用いていた機器故障率について、個別の機種の運転実績を用いた機器故障率を使用　等	・プラント固有故障率を最新化し、最新の運転実績を反映した評価とした。当該更新による評価結果への有意な影響はない。 ・代用パラメータを新規整備した機器故障率等に変更したことによりCDF、CFFは低減。
人的過誤確率の更新	・フィルタベントの成否に影響を与える運転操作（気密扉の閉止操作）について、確認行為（リカバリーステップ）を追加した運転基準の更新を反映	・フィルタベントに係る人的過誤確率の更新により、CFFは低減。
設計情報の更新	・ECCS再循環切替自動化工事等をモデル化	・ECCS再循環切替自動化工事のモデル化によりCDF、CFFは低減。