

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/5）

補足：P D S の分類記号

事故のタイプと 1 次冷却材圧力	
分類記号	状態の説明
A	1 次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 （起因事象：大中破断 L O C A）
S	1 次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 （起因事象：小破断 L O C A）
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 （起因事象：過渡事象）
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。（起因事象：蒸気発生器伝熱管破損）
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイスシステム L O C A）

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの。
W	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの。
I	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器の破損に至る可能性があるもの。
C	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器の破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）(3/5)

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※3 （事故進展を早める観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

※3：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（4/5）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気 直接加熱	TED	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉トリップに失敗し、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に補助給水機能、高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故※2 （事故進展を早める観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第 6.2.3 表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（5/5）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケ ンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器 外の熔融燃料－ 冷却材相互作用	AEW	・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2
水素燃焼	AEI	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故
熔融炉心・コン クリート相互作 用	AED	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：熔融燃料－冷却材相互作用による短期間での原子炉格納容器圧力の上昇幅が大きくなるという観点と熔融燃料－冷却材相互作用発生前後の原子炉格納容器圧力の抑制効果が小さくなるという2つの観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、原子炉格納容器圧力を総合的に厳しく評価する恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ注水及び原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水を想定する。

※3：恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、原子炉下部キャビティ注水ポンプを用いた原子炉下部キャビティ直接注水及び大容量ポンプを用いた格納容器循環冷却房ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

第 6.2.4 表 重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失	・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・余熱除去機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1※2}
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故^{※1※3}
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持に失敗する事故 ・オーバードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1}
反応度の誤投入	・反応度の誤投入事故	・反応度の誤投入事故	・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故^{※4}

※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2：蓄圧注入及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

※3：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

※4：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じること及び臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点から、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 ー 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-R E L A P 5	・ 2 次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ E C C S 注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス
S P A R K L E - 2	・ 原子炉停止機能喪失
M A A P	・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ E C C S 再循環機能喪失
C O C O	・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失

第 6.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) ・ 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	・ 水素燃焼

第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 ー運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-R E L A P 5	・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等(1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが 0%～-40% の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（水位変化）・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0m～-0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があることを確認した。 Winfrith/THETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも±0.4m 程度であることを確認した。
1 次 冷却系	冷却材流量変化（自然循環時） 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20%過大評価することを確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが ±10%、二相臨界流量の不確かさが -10%～+50%であることを確認した。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。
	E C C S 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	E C C S 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクモデル	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさが±2℃、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。
	水位変化		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 における重要現象の不確かさ等(2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却での減圧時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa～+0.5MPa であることを確認した。 LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさが $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力の不確かさが $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び、1 次冷却材温度の不確かさが $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力の不確かさが $\pm 0.2\text{MPa}$ であることを確認した。
	2 次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表 S P A R K L E - 2 における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/°Cであることを確認した。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は 4%であり、2 σ を考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして±2°C、1次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	水位変化		
蒸気 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	二相／サブクール臨界流 モデル	
	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等(1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応度速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認（代表 4 ループプラントを例とした。）。 ・ S B O、L O C Aシーケンス共に、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、S B Oシーケンスでは約 14 分早まる。L O C Aシーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「E C C S再循環機能喪失」では、M-R E L A P 5 よりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-R E L A P 5 は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 E C C S再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、E C C S再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-R E L A P 5 と同等な結果が得られていることを確認。 高温側配管領域の保有水量をM-R E L A P 5 より多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかでありM-R E L A P 5 でM A A Pの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。 また、M-R E L A P 5 は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
1 次冷却系	気液分離・対向流	1 次冷却系モデル (1 次冷却系の熱水力モデル)	—
	構造材との熱伝達	1 次冷却系モデル (1 次冷却系破損モデル)	

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等(2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
1 次冷却系	E C C S 強制注入	安全系モデル (E C C S)	入力値に含まれる。
	E C C S 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1 次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2 次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	2 次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器雰囲気温度：十数℃高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1 割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間の流動 (液体)		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を 2℃の範囲で高めに評価することを確認 (代表 3 ループプラントの場合)。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等(3/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認（代表 4 ループプラントを例とした）。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、S B Oシーケンスの場合約 26 分、L O C Aシーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 F C I（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 F C I に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認（代表 4 ループプラントを例とした）。
	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等(4/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉容器外 F C I (熔融炉心 細粒化、デブリ粒子熱伝達)	熔融炉心挙動モデル (原子炉 下部キャビティでの熔融炉心 挙動)	原子炉容器外 F C I 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外 F C I により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。
			M C C I 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「熔融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、M C C I によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。
	原子炉下部キャビティ床面での 熔融炉心の拡がり	熔融炉心挙動モデル (原子炉 下部キャビティでの熔融炉心 挙動)	M C C I 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「熔融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水－熔融炉心間の熱伝達係数」に関して、M C C I によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「熔融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm となることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合、コンクリート侵食量は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認。M C C I によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (P A R 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルであることを確認。
	熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	熔融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		ACE 及び SURC 実験解析より、熔融炉心堆積状態が既知である場合の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。

第 6.4.6 表 M A A P における重要現象の不確かさ等(5/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1 次系内 F P ※1 挙動	F P ※1 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の F P ※1 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内 F P ※1 挙動		ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの F P ※1 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。

※1：Fission Product（核分裂生成物）

第 6.4.7 表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する 構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	P A R 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる 水素燃焼モデル	コード開発元により検証されている解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%の不確かさがあることを確認。

第 6.4.8 表 C O C Oにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器雰囲気温度については約 20℃高めに評価することを確認。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

第 6.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

分類	評価事象	2 次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパスインターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1 次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心(核)	核分裂出力(中性子動特性)	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	—	—	○	—	○	○
	限界熱流束(CHF※2)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—	—	—	○	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心(熱流動)	3 次元熱流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	—	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	—	—	○	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

第 6.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

分類	評価事象	2 次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
	評価指標 物理現象	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1 次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
1 次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	○	○	—	—	○	—	○	—
	気液分離・対向流	—	○	○	—	—	—	○	○	—
	気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	圧力損失	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入※1	○	—	—	—	—	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	—	○	○	—	—	○	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	水位変化	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	—	—	—	○	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.1 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

分類	評価事象	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパスインターフェイスシステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
	評価指標 物理現象	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	—	○	○	—	○	○
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	—	○	○	—	○	○	—	○	○
	2次側水位変化・ドライアウト	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	2次側給水（主給水・補助給水）※1	—	○	○	—	○	○	—	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	気液界面の熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	○	○	○	—	—	—	—	—
	スプレイ冷却※1	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※1	—	—	—	○	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (1/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1 次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心(核)	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離 (水位変化)・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

分類	評価事象	雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	熔融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1 次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
1 次冷却系	物理現象					
	冷却材流量変化（強制循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化（自然循環時）	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	－	－	－	－
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	－	－	－	－	－
	気液分離・対向流	－	－	－	－	－
	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	圧力損失	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達	－	－	－	－	－
	E C C S 強制注入※1	－	－	－	－	－
	E C C S 蓄圧タンク注入※1	－	－	－	－	－
加圧器	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	水位変化	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	－	○	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1 次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	－	－	－	－	－
	2 次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
	2 次側給水（主給水・補助給水）※1	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	気液界面の熱伝達	－	－	－	－	－
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	－	－	○	－
	スプレイ冷却※1	○	－	－	○	－
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度変化	－	－	－	○	－
	水素処理	－	－	－	○	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第 6.7.2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転中の原子炉における重大事故) (4/4)

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
(炉心損傷後)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 F C I ※1 (溶融炉心細粒化)	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 F C I ※1 (デブリ粒子熱伝達)	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内 F P ※2 挙動	－	－	－	－	－
(原子炉格納容器損傷後)	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	－	－	－	－	－
	格納容器雰囲気直接加熱	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 F C I ※1 (溶融炉心細粒化)	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 F C I ※1 (デブリ粒子熱伝達)	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	－	－	－	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	－	－	－	○	○
	原子炉格納容器内 F P ※2 挙動	－	－	－	－	－

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

－：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：Fuel-Coolant Interaction（溶融燃料－冷却材相互作用） ※2：Fission Product（核分裂生成物）

第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

評価事象		崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
分類	評価指標	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
炉心 (核)	物理現象			
	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
炉心 (燃料)	崩壊熱 ^{※1}	○	○	○
	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束 (CHF ^{※2})	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
炉心 (熱流動)	燃料被覆管変形	—	—	—
	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

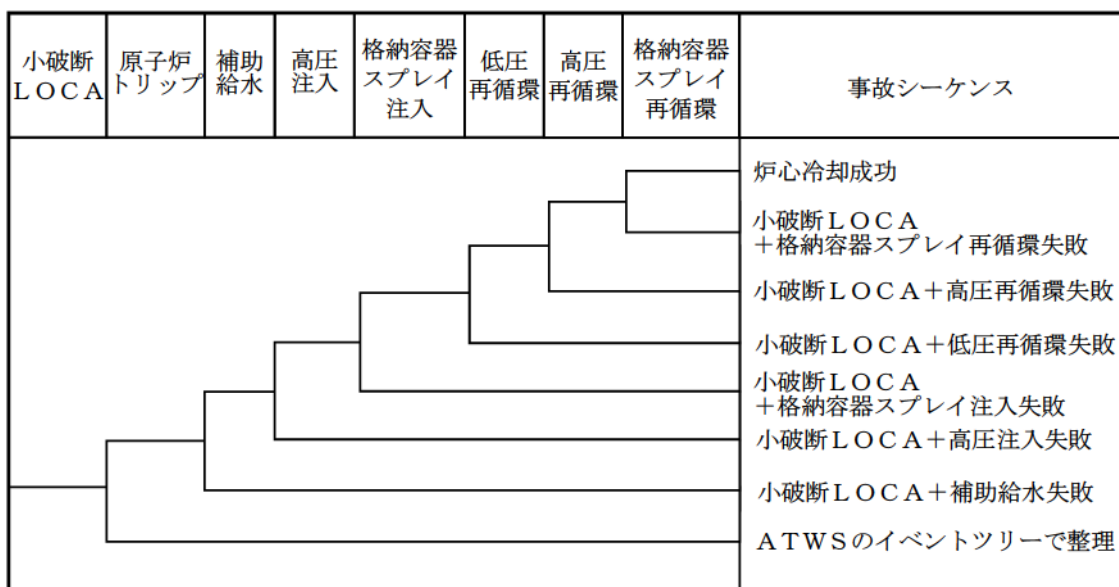
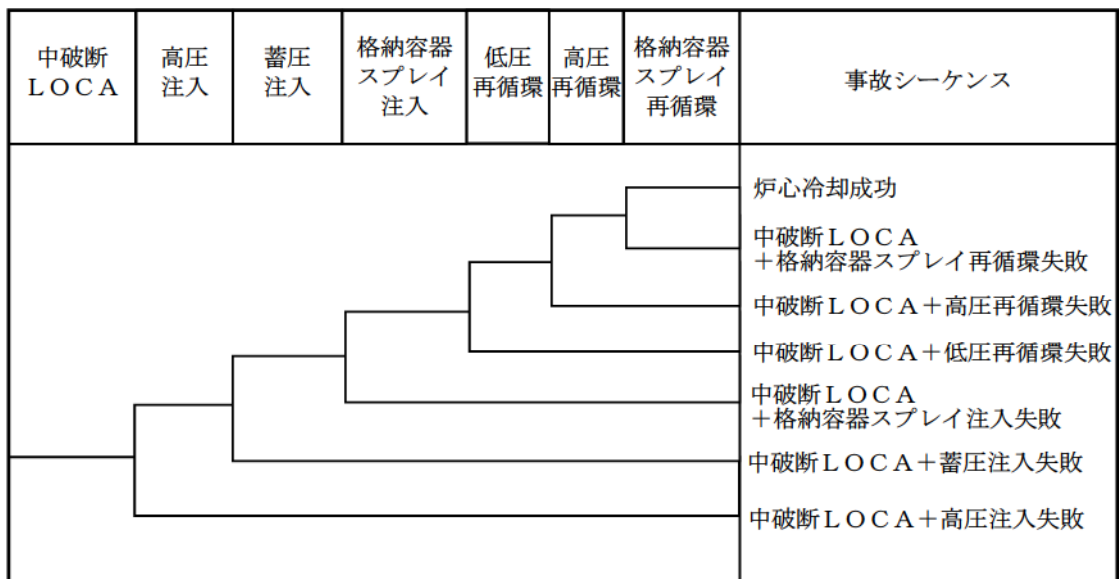
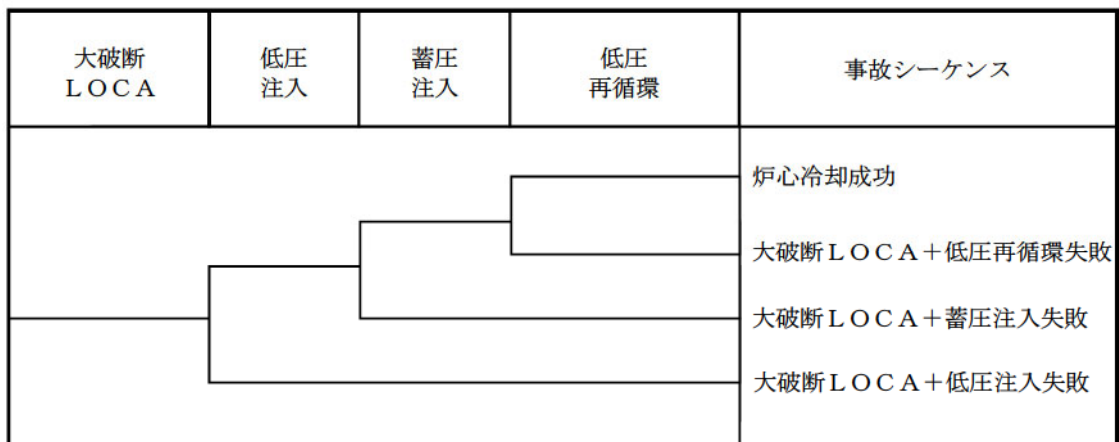
第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

評価事象		崩壊熱除去 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
分類	評価指標	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
	物理現象			
1 次冷却系	冷却材流量変化（強制循環時）	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	—	—	—
	気液分離・対向流	—	—	—
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	構造材との熱伝達	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	ECCS 強制注入※1	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※1	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※1	—	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2 次側給水（主給水・補助給水）※1	—	—	—

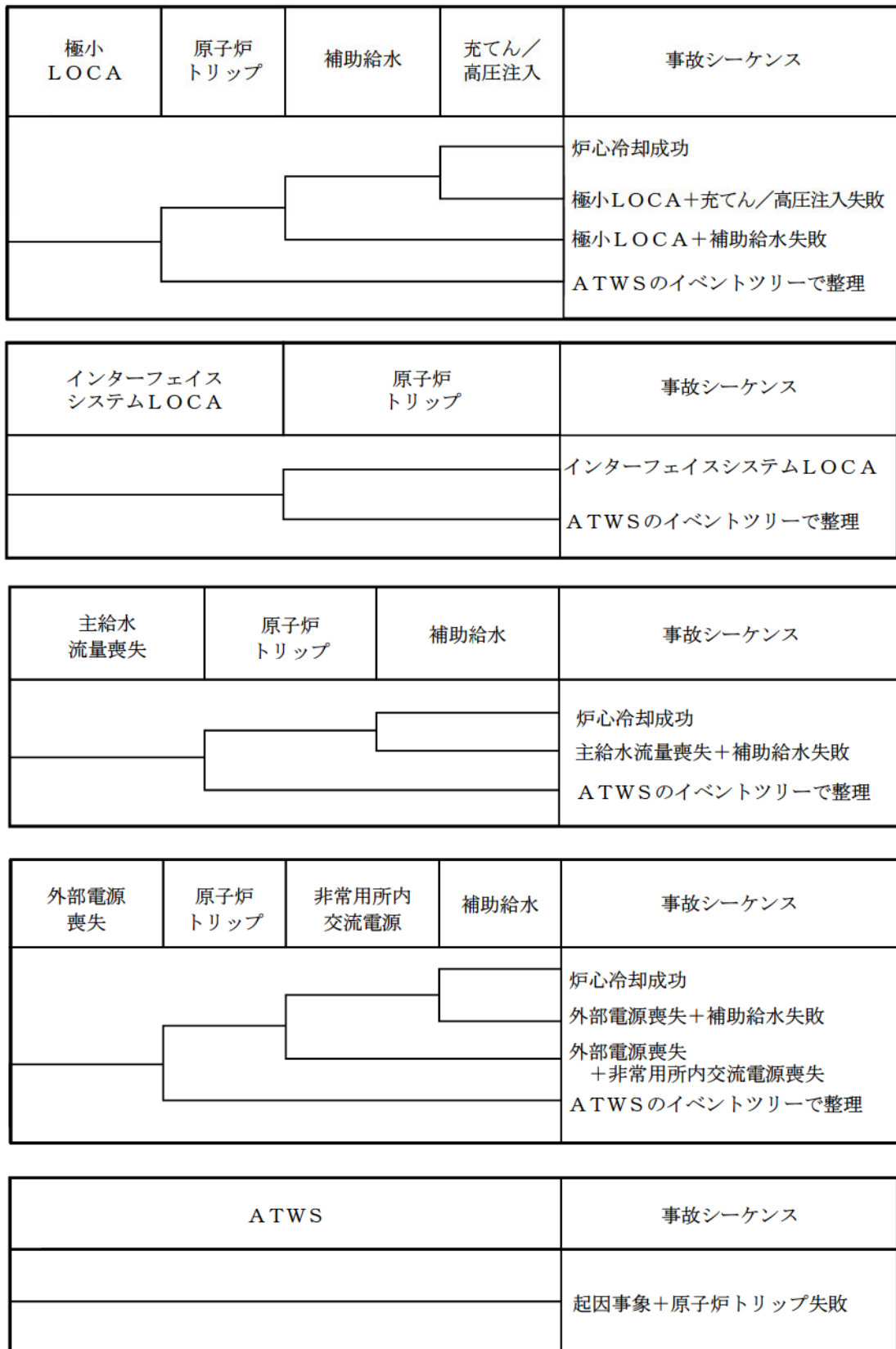
○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



第 6.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー(1/4)



第 6.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー(2/4)

2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
				炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理

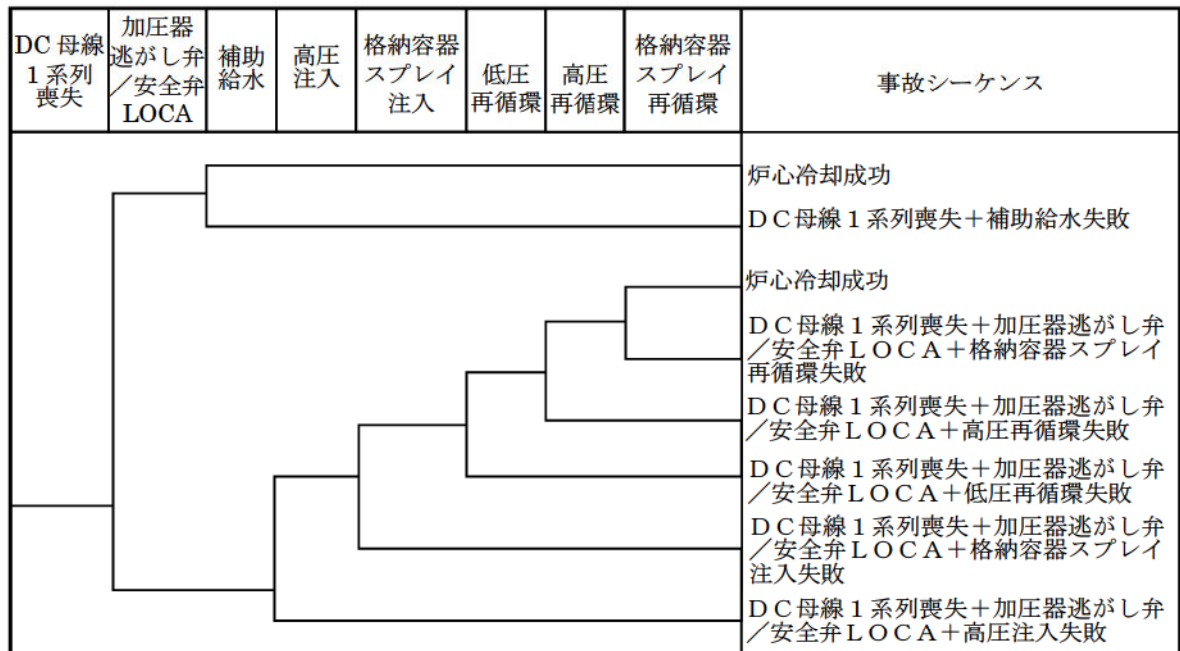
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス
				炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理

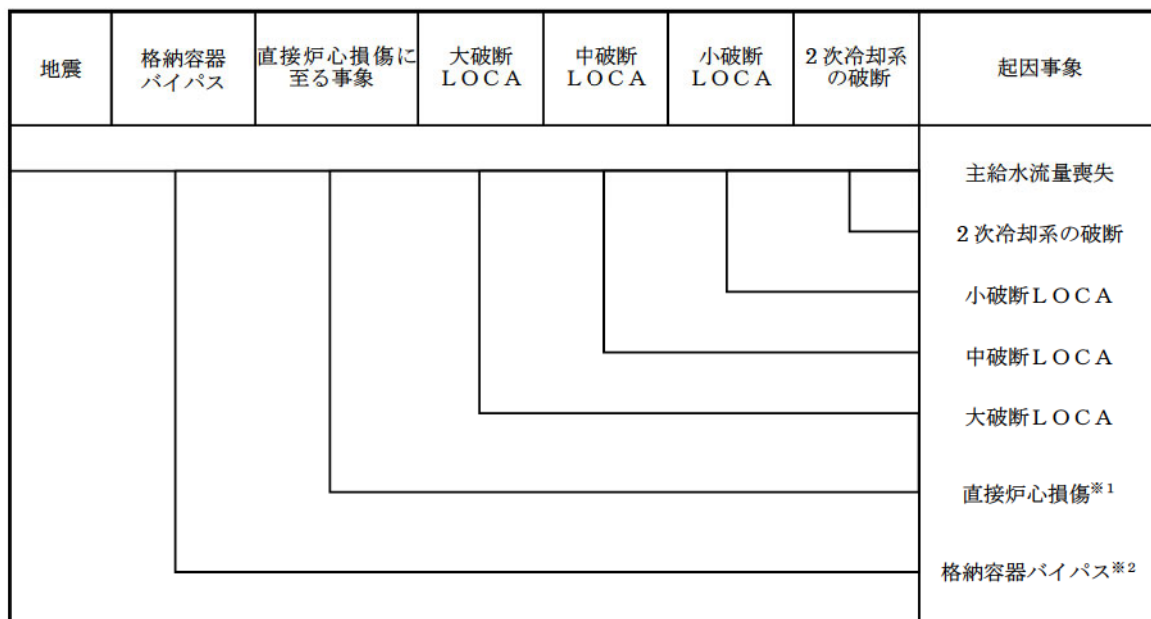
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁／安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
					炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器逃がし弁／安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理

手動停止	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功 手動停止+補助給水失敗

第 6.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー(3/4)



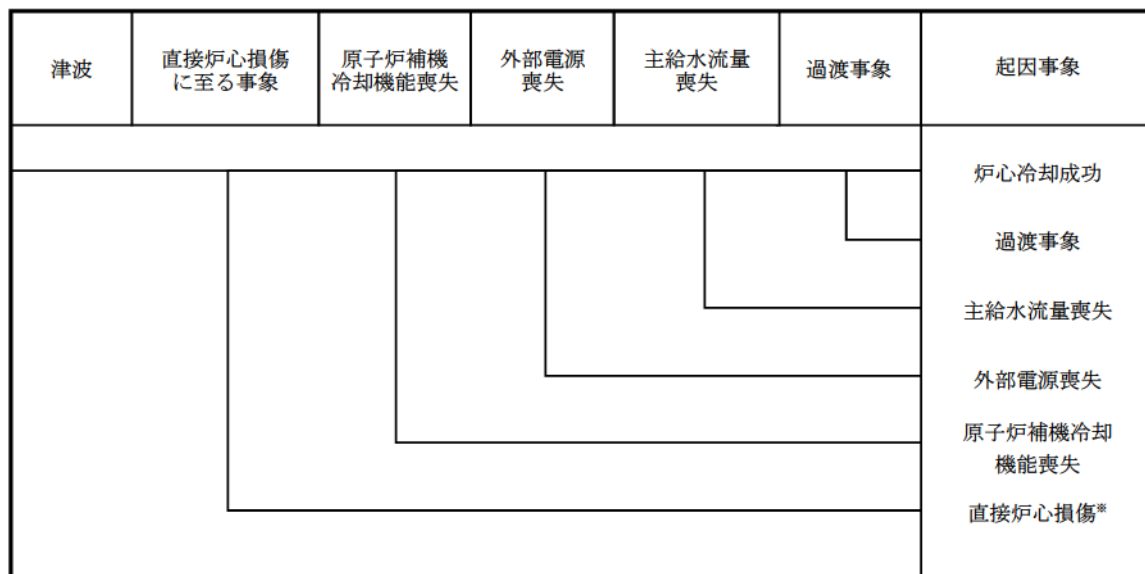
第 6.2.1 図 P R Aにおけるイベントツリー(4/4)



※¹ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失

※² 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

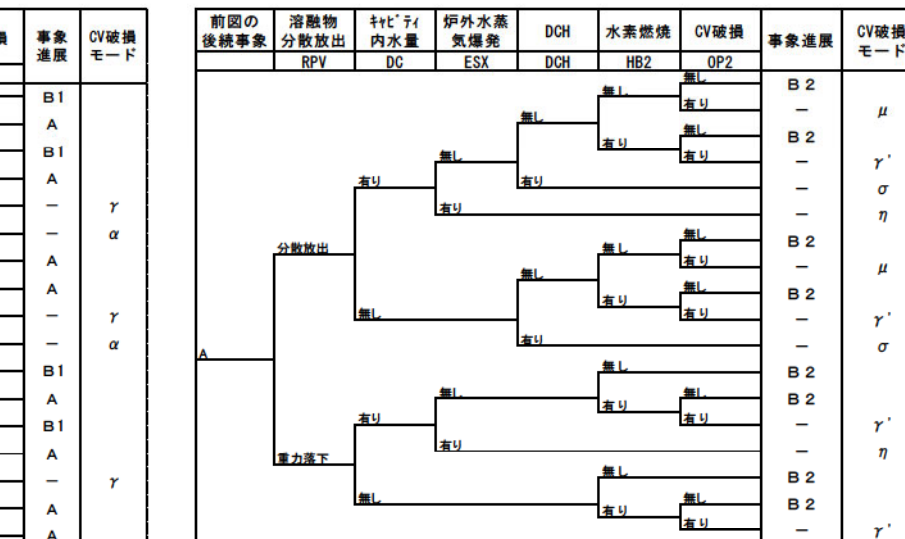
第 6.2.2 図 地震PRA階層イベントツリー



※ 複数の信号系損傷

第 6.2.3 図 津波PRA階層イベントツリー

前図の 後続事象	CV内気相 部冷却	水素燃焼	CV破損	ヘースマッ 熔融貫通	CV過温 破損	CV破損 モード
	NCC	HB3	OP3	BM	OT	
B1	成功	無し				ψ
		有り	無し			ψ
	失敗		有り			γ''
		無し				δ
		有り	無し			δ
			有り			γ''



前図の 後続事象	CV内気相 部冷却	水素燃焼	CV破壊	ペースマ 熔融貫通	CV過温 破壊	CV破壊 モード
	NCC	HB3	OP3	BM	OT	
B2	成功	無し				ψ
		有り	無し			ψ
			有り			γ''
				無し	無し	δ
				有り	有り	τ
	失敗	無し		無し	無し	ε
				有り	有り	δ
				無し	無し	τ
				有り	有り	ε
		有り	有り			γ''

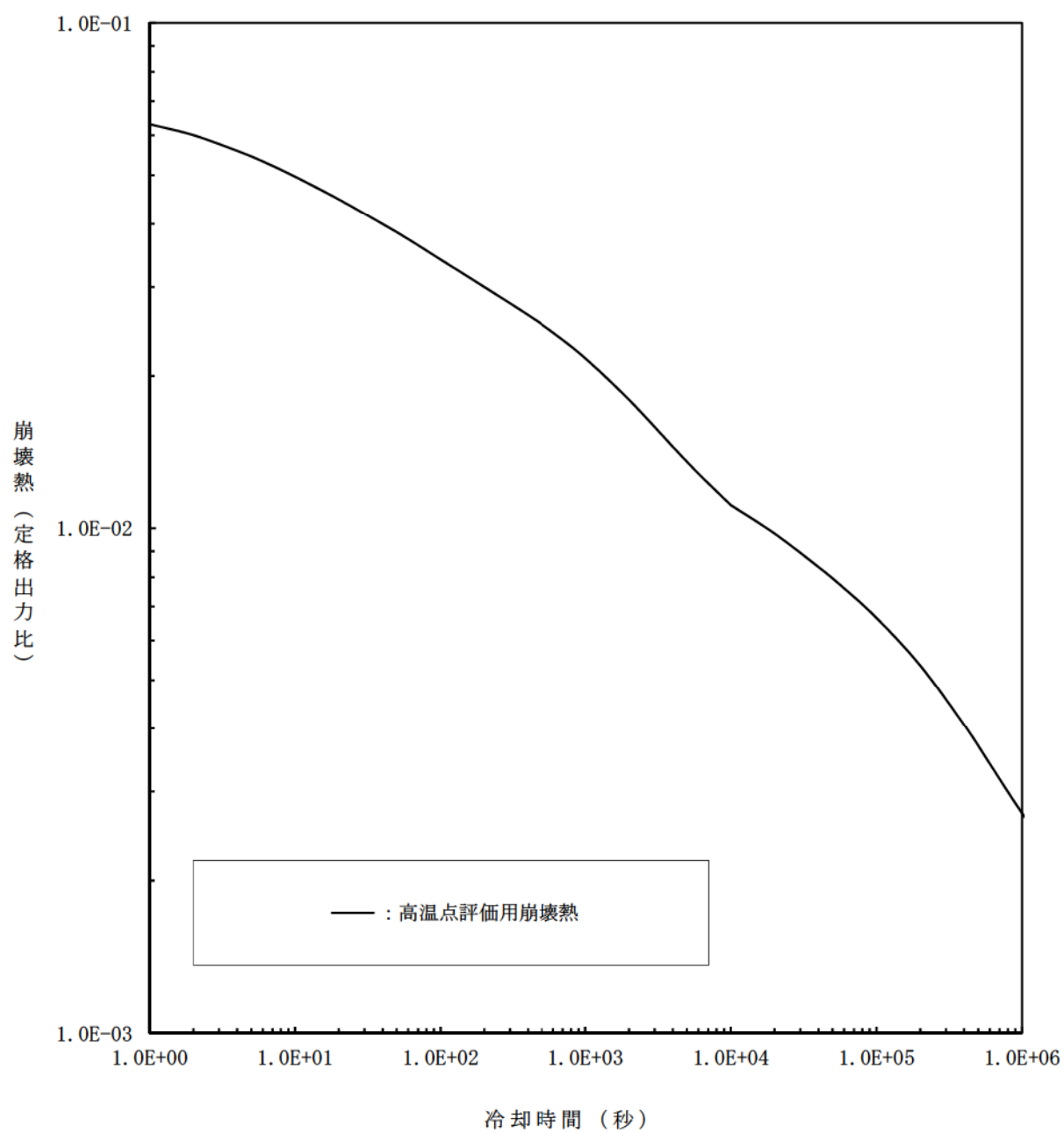
(注2) 格納容器破壊モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破壊
 β = 格納容器隔離失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破壊
 δ = 水蒸気、非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破壊
 ϵ = デブリ・コンクリート相互作用によるベースマスト溶融貫通
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破壊
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破壊
 σ = 格納容器券窓面直接加熱による破壊
 g = 水蒸気発生伝熱管破壊後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = インターフェイスシステムLOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破壊
 τ = 格納容器貫通部過温破壊
 ω = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

(注3) A:原子炉容器破損有り
B1:原子炉容器破損無し
B2:原子炉容器破損有り

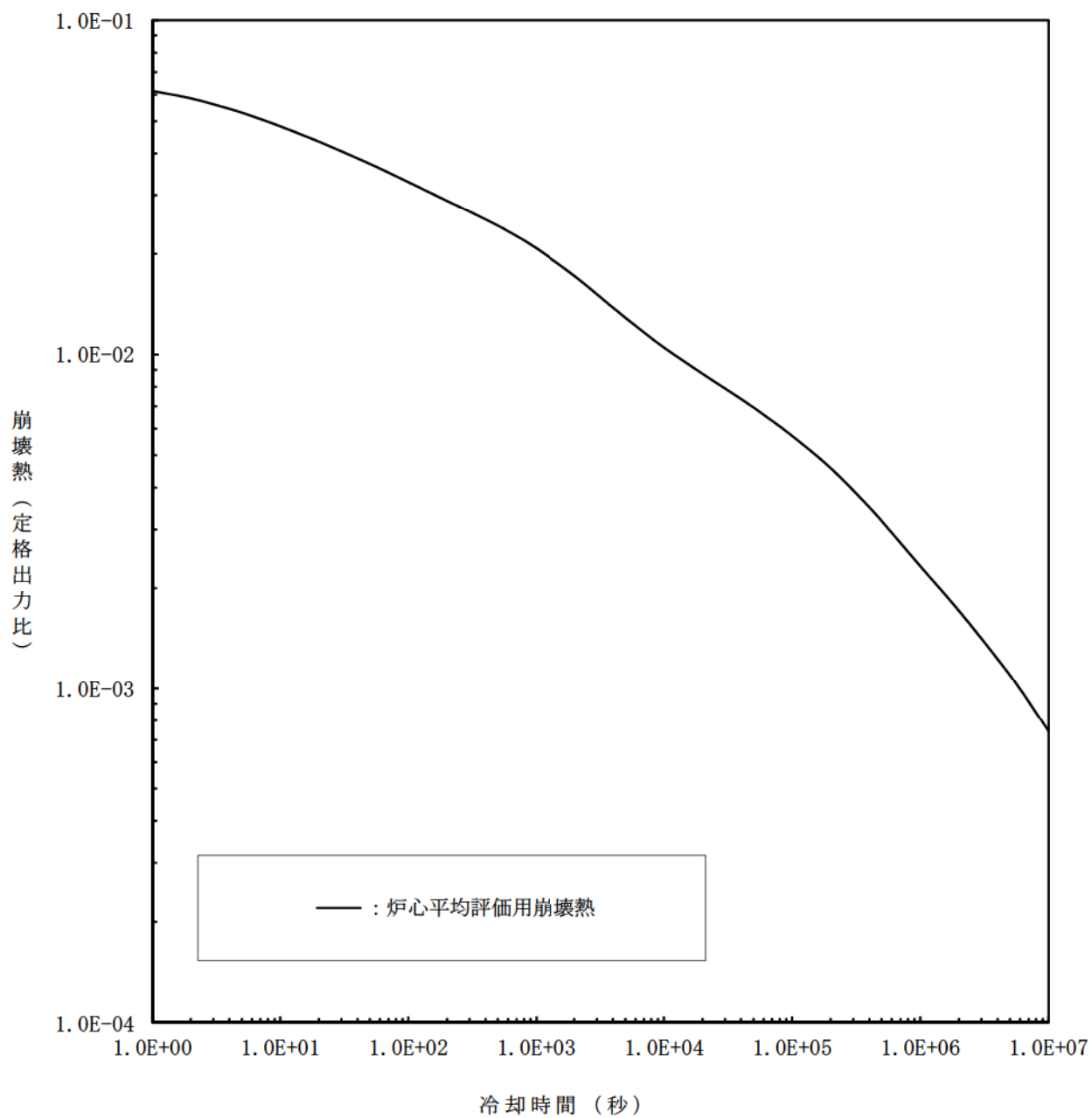
第 6.2.4 図 格納容器イベントツリー

余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用所内 交流電源	余熱除去系に よる冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失
			+ 余熱除去系による冷却失敗
			外部電源喪失
			+ 非常用所内交流電源喪失
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン
反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

第 6.2.5 図 停止時 P R A におけるイベントツリー



第 6.5.1 図 高温点評価用崩壊熱



第 6.5.2 図 炉心平均評価用崩壊熱

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

本原子炉施設は、設計基準としての安全対策を講じており、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」を想定した解析においても、炉心の著しい損傷に至ること等はなく、安全性は十分確保し得ると考える。この節においては、本原子炉施設において想定する、重大事故等に対して、その発生要因と防止対策を説明し、対策の有効性評価を行うことで、重大事故等の発生に対しても、対処可能であることを説明する。

有効性評価に当たっては、「6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」において示す方針に基づいて評価を行った結果を示す。

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

本原子炉施設において選定された事故シーケンスグループごとに選定した重要事故シーケンスについて、その発生要因と当該事故に対処するために必要な対策について説明し、炉心損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

7.1.1.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「小破断 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故」、「極小 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故」、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故」、「手動停止時に補助給水機能が喪失する事故」、「外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故」、「2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故」、「蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故」及び「D C 母線 1 系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の故障等により蒸気発生器への注水機能が喪失する。このため、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、1次冷却系を強制的に減圧し、高圧での炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」にお

ける機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリードを整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環、並びに余熱除去系による冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.1.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.1.2 図及び第 7.1.1.3 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.1.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.1.1.2(1)有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計 18 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.1.4 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、18 名で対処可能である。

a. プラントトリップの確認

事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応

電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位

が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。その後、電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作、主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作、蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ（電動）による蒸気発生器への注水準備を行う。

補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 1次冷却系のフィードアンドブリード

主蒸気大気放出弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器広域水位計指示が 10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん／高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。

フィードアンドブリード中は、1次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。

1次冷却系のフィードアンドブリード開始に必要な計装設備は、蒸気発生器広域水位等であり、フィードアンドブリード中の炉心冷却状態を確認するために必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。

d. 蓄圧注入系動作の確認

1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。

e. 高圧再循環運転への切替え

燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び格納容器サンプルB広域水位計指示が 59%以上となれば、余熱除去ポンプを停止し、高圧再循環運転への切替えを実施する。

高圧注入から高圧再循環運転への切替えにより、格納容器サンプルBから余熱除去ポンプを経て余熱除去クーラで冷却した水を充

てん／高圧注入ポンプにより再度炉心注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

高圧再循環運転への切替えの確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。

f. 蒸気発生器水位回復の判断

いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を開始する。

蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び 1 次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。

蒸気発生器水位回復の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器狭域水位等である。

g. 余熱除去系による炉心冷却

1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。

余熱除去系による炉心冷却を開始後、1 次冷却材圧力が安定していることを確認し、アキュムレータ出口弁を閉操作する。

余熱除去系による炉心冷却に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

h. 1 次冷却系のフィードアンドブリード停止

余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。

1 次冷却系のフィードアンドブリード停止に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。

なお、原子炉格納容器の冷却については、原子炉格納容器雰囲気

気の状態に応じて格納容器循環ファンを運転し継続的に行う。

7.1.1.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入、加圧器における気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達及び2次側水位変化・ドライアウトが重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-R E L A P 5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.1.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、主給水流量喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

補助給水系の機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はあるものとする。

外部電源がある場合、1次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなる。このため、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心冷却上厳しくなる。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てん／高圧注入ポンプ

フィードアンドブリードにおける炉心への注水は、充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（高圧注入特性：0m³/h～約140m³/h、0MPa[gage]～約16.8MPa[gage]）を用いるものとする。

(b) 加圧器逃がし弁

フィードアンドブリードにおける1次冷却材の放出は、加圧器逃がし弁2個を使用するものとし、1個当たりの容量は、設計値である95t/hとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) フィードアンドブリードは、蒸気発生器ドライアウトの5分後に開始するものとする。なお、蒸気発生器広域水位が0%に到達した時点を経済蒸気発生器ドライアウトとする。運用上は、蒸気発生器ドライアウト判定条件を計器誤差等を考慮して蒸気発生器広域水位計指示10%とすることにより、蒸気発生器広域水位が0%になる前に確実にフィードアンドブリードを開始できることとしており、解析上の想定より早くなる。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.1.3 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.1.5 図から第 7.1.1.14 図に、蒸気発生器水位及び 2 次冷却系圧力の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.1.15 図及び第 7.1.1.16 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、主給水流量喪失に伴い蒸気発生器の 2 次側の水位が低下することで、「蒸気発生器水位異常低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、1 次冷却材圧力は原子炉停止に伴う原子炉出力の低下により一旦低下するが、蒸気発生器の水位低下に伴う除熱量の低下によって上昇に転じ、加圧器逃がし弁が自動動作する。

一方、「蒸気発生器水位異常低」信号発信後、全補助給水ポンプの起動に失敗することから、主蒸気大気放出弁の自動動作による 1 次冷却系の除熱に伴い蒸気発生器水位の低下は継続し、事象発生の約 25 分後に蒸気発生器広域水位が 0%以下となり、蒸気発生器はドライアウトする。

蒸気発生器ドライアウトの 5 分後に、運転員によるフィードアンドブリードを開始し、加圧器逃がし弁の手動開操作による加圧器気相部の蒸気放出が開始される。開始時点における 1 次冷却材温度は飽和温度に対して余裕がありサブクール状態を維持していることから、開始直後は 1 次冷却材の減圧沸騰を伴わないため、1 次冷却材圧力は急激かつ大幅に低下し、高圧注入が開始される。その後、1 次冷却材圧力の急激な低下に伴う減圧沸騰の開始により 1 次冷却系は気液二相となり、1 次冷却材体積の増加により加圧器水位が上昇するとともに加圧器逃がし弁からの放出が気相から気液二相となることで蒸気放出が抑制され、1 次冷却材圧力は上昇に転じる。1 次冷却材圧力の上昇に伴い高圧注入流量が減少するとともに 1 次冷却系保有水量が減少することで加圧器に気相が生成されることから、加圧器逃がし弁からの蒸気放出が促進さ

れ、1次冷却材圧力が低下に転じる。1次冷却材圧力の低下に伴い高圧注入流量は増加し、事象発生の約1.1時間後に高圧注入流量が加圧器逃がし弁からの放出量を上回り、1次冷却系保有水量は増加に転じ、炉心の冠水状態は維持される。

b. 評価項目等

燃料被覆管温度は第7.1.1.13図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1次冷却材圧力は第7.1.1.5図に示すとおり、2次冷却系からの除熱機能喪失により一時的に上昇し、約16.4MPa[gage]に到達するが、フィードアンドブリードにより低下する。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.7MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、フィードアンドブリードにより加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.232MPa[gage]、約122℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.261MPa[gage])及び最高使用温度（122℃）を下回る。

第7.1.1.5図及び第7.1.1.14図に示すとおり、事象発生の約7.9時間後に余熱除去系による炉心冷却を開始することで、事象発生の約21時間後に低温停止状態に到達し、安定停止状態に至る。その後も余熱除去系の運転を継続することにより、安定停止状態を維持できる。

7.1.1.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、蒸気発生器ドライアウトが事象発生の約 25 分後と比較的早く、運転員等操作であるフィードアンドブリードにより、1 次冷却系の減温、減圧、1 次冷却系保有水量の確保等を行うことが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードとする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る 2 流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生

器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1 次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の 1 次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達が大きくなることにより、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器水位を起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。なお、MERLAP 5 では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる 1 次冷却系の減圧が遅くなる模擬としているが、フィードアンドブリード開始後の 1 次冷却材圧力を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

加圧器における気液熱非平衡及び水位変化に係る 2 流体モデル、加圧器における冷却材放出に係る臨界流モデル、並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデル及び

蒸気発生器における 2 次側水位変化・ドライアウトに係る 2 流体モデルは、LOFT L6-1 試験解析等の結果から、1 次冷却材温度について $\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、1 次冷却材圧力について $\pm 0.2\text{MPa}$ の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、1 次冷却材温度及び圧力は解析結果に比べて高くなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量は多く、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量は少なくなるため、1 次冷却系保有水量の低下が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなる。しかし、1 次冷却材圧力の上昇はわずかであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、M-R E L A P 5 では、高温側配管と加圧器サージ管の接続流路において、実際よりも気相が流出しづらく、フィードアンドブリードによる 1 次冷却系の減圧が遅くなる模擬としている。このため、実際には解析よりも減圧が早く、早期に炉心への注水が可能となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

なお、本重要事故シーケンスにおいて想定する充てん／高圧注入ポンプの運転台数は 2 台であるが、炉心注水流量が評価項目となるパラメータに与える影響を確認する観点で、充てん／高圧注

入ポンプを 1 台運転とした場合の感度解析を実施する。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器水位の低下が緩やかとなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件として設定している保有水量より少なくなるため、蒸気発生器水位の低下が早くなることから、蒸気発生器ドライアウトを起点とするフィードアンドブリードの操作開始が早くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件として設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が少なく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなる。また、蒸散率が小さくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件として設定している保有水量より少なくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇が早くなることから、フィードアンドブリード時における加圧器逃がし弁からの放出量が多く、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなる。このため、1 次冷却系保有水量の低下が大きくなるが、フィードアンドブリードにより炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

充てん／高圧注入ポンプを 1 台運転とした場合について、感度解析結果を第 7.1.1.17 図から第 7.1.1.21 図に示す。その

結果、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が少なくなるが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

フィードアンドブリードの開始操作は、第 7.1.1.4 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

フィードアンドブリードの開始操作は、解析上の操作開始時間と運用として実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって早くなる。操作開始が早くなる場合は、1 次冷却材温度がより低くサブクール度が大きい状態で操作開始することから、沸騰開始までの減圧幅が大きく、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることが考えられる。一方で、操作開始が早まることで、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱は大きくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の上昇並びに 1 次冷却系保有水量の低下が考えられる。このため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの 5 分後であるのに対し、3 分早い蒸気発生器ドライアウトの 2 分後に操作開始した場合の感度解析結果を第 7.1.1.22 図から第 7.1.1.27 図に示す。その結果、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が多くなることで、1 次冷却系保有水量の低下

が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなることを確認した。

また、炉心崩壊熱等の不確かさにより、1次冷却材温度及び圧力の上昇が緩やかとなり、蒸気発生器の水位低下が抑制されることで、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、フィードアンドブリードの操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合には、フィードアンドブリード開始時の炉心崩壊熱が小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の上昇並びに1次冷却系保有水量の低下は抑制されることで、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

フィードアンドブリードの操作時間余裕を確認するため、解析上の操作開始条件は蒸気発生器ドライアウトの5分後であるのに対し、5分遅い蒸気発生器ドライアウトの10分後に操作開始した場合の感度解析結果を第7.1.1.28図から第7.1.1.33図に示す。その結果、1次冷却材温度がより高くサブクール度が小さい状態で減圧を開始することで沸騰開始までの減圧幅が小さくなり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水量が減少するが、炉心は露出することなく、燃料被覆管温度は初期値以下で低く推移し、約10分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等によるフィードアンドブリードにより、1次冷却系の減温、減圧、1

次冷却系保有水量の確保を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

7.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1号炉及び2号炉については「7.1.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18名、3号炉及び4号炉については18名であり、合計35名（全体指揮者1名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員128名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

また、水源、燃料及び電源については、1号炉及び2号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とするフィードアンドブリードでの充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位(26.9%)に到達後、再循環運転に切り替え、以降は格納容器サンプBを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。

b. 燃料

外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定し、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kl の重油が必要となる。

電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7 日間の運転継続に約 8.3kl の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約 335.9kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯油そうの合計油量(360kl)にて供給可能である。

c. 電源

外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.1.1.5 結論

事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」では、1 次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続し、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び加圧器逃がし弁を用いた高圧注入系によるフィードアンドブリード、長期対策として充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプによる再循環、並びに余熱除去ポンプによる炉心冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の重要事故シーケンス「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、運転員等操作によるフィードアンドブリードを実施することにより、炉心が露出することはない。

その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。

解析コード及び解析条件の不確かさ並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

重大事故等対策要員は、本事故シーケンスグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。

以上のことから、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」において、フィードアンドブリード等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」に対して有効である。

第 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について(1/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	・ 事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・ 非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。	—	—	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 補助給水系の機能喪失の判断及び喪失時の対応	・ 電動補助給水ポンプ及びタービン動補助給水ポンプの自動起動が失敗することにより補助給水流量が喪失し、全蒸気発生器水位が狭域水位以下に低下するため補助給水系の機能喪失と判断する。 ・ 電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプの機能回復操作を行う。 ・ 主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプによる蒸気発生器への注水操作を行う。 ・ 蒸気発生器補給用仮設中圧ポンプ(電動)による蒸気発生器への注水準備を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【蒸気発生器】	—	補助給水流量 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 復水タンク水位
c. 1 次冷却系のフィードアンドブリード	・ 主蒸気大気放出弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し蒸気発生器広域水位計指示が 10%未満となれば、非常用炉心冷却設備作動信号を手動発信させ、充てん/高圧注入ポンプの起動を確認後、すべての加圧器逃がし弁を手動で開操作し、フィードアンドブリードを開始する。 ・ フィードアンドブリード中は、1 次冷却材圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。	主蒸気大気放出弁 充てん/高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁 燃料取替用水タンク	—	1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 加圧器水位 低温側安全注入流量 燃料取替用水タンク水位 蒸気発生器広域水位
d. 蓄圧注入系動作の確認	・ 1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	アキュムレータ	—	1 次冷却材圧力
e. 高圧再循環運転への切替え	・ 燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達及び、格納容器サンプ B 広域水位計指示が 59%以上となれば、余熱除去ポンプを停止し、高圧再循環運転への切替えを実施する。高圧注入から高圧再循環への切替えにより、格納容器サンプ B から余熱除去ポンプを経て余熱除去クーラで冷却した水を充てん/高圧注入ポンプにより再度炉心注水し、フィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	燃料取替用水タンク 格納容器サンプ B 格納容器再循環サンプスクリーン 充てん/高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ 加圧器逃がし弁	—	燃料取替用水タンク水位 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 1 次冷却材高温側温度 (広域) 1 次冷却材低温側温度 (広域) 1 次冷却材圧力 低温側安全注入流量

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.1 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」における重大事故等対策について(2/2)

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
f. 蒸気発生器水位回復の判断	- いずれかの蒸気発生器への注水が確保され、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が 0%以上となれば、蒸気発生器の水位が回復したと判断し、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却操作を開始する。 - 蒸気発生器水位の回復が見込めない場合は、高圧再循環運転及び 1 次冷却系のフィードアンドブリードによる炉心冷却を継続する。	【主蒸気大気放出弁】 【蒸気発生器】 【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【復水タンク】	—	蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク水位 主蒸気ライン圧力 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
g. 余熱除去系による炉心冷却	1 次冷却材圧力計指示 2.7MPa[gage]以下及び 1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 177℃以下となり余熱除去系が使用可能になれば、1 次冷却材高温側配管から取水することで余熱除去系による炉心冷却を開始する。 - 余熱除去系による炉心冷却を開始後、1 次冷却材圧力が安定していることを確認し、アキュムレータ出口弁を閉操作する。	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ アキュムレータ出口弁	—	余熱除去クーラ出口流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 加圧器水位
h. 1 次冷却系のフィードアンドブリード停止	- 余熱除去系により炉心が冷却されていることが確認できれば加圧器逃がし弁を閉操作しフィードアンドブリードを停止する。 - 以降、長期対策として、炉心の冷却は余熱除去系により継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去クーラ	—	1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材圧力 余熱除去クーラ出口流量

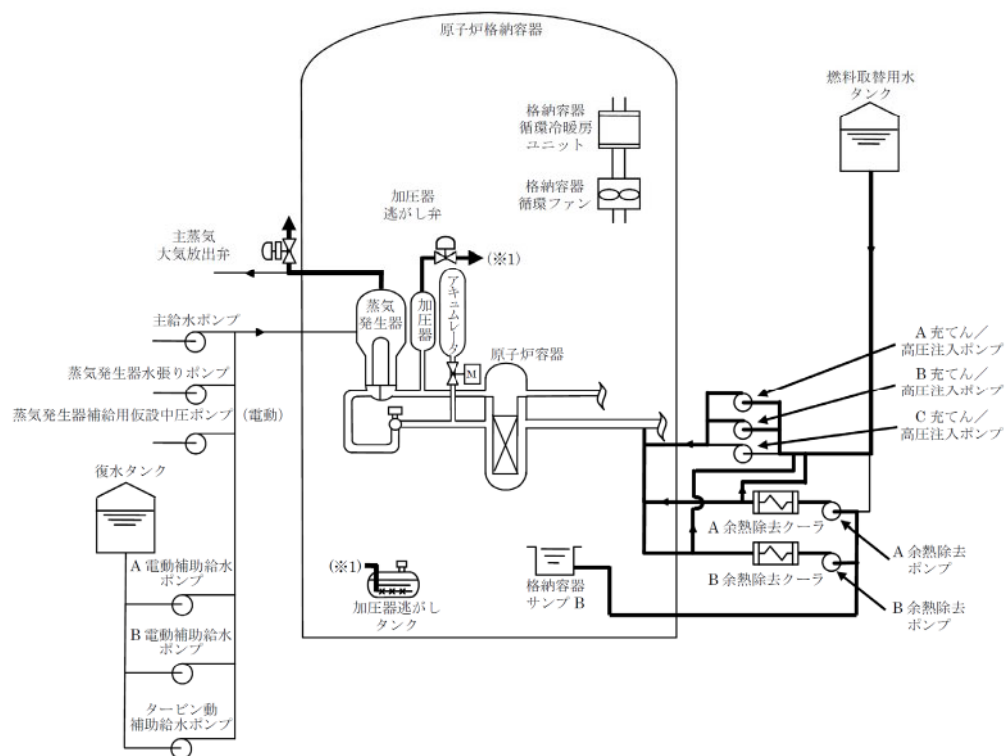
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.1.1.2 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失＋補助給水失敗）（1/2）

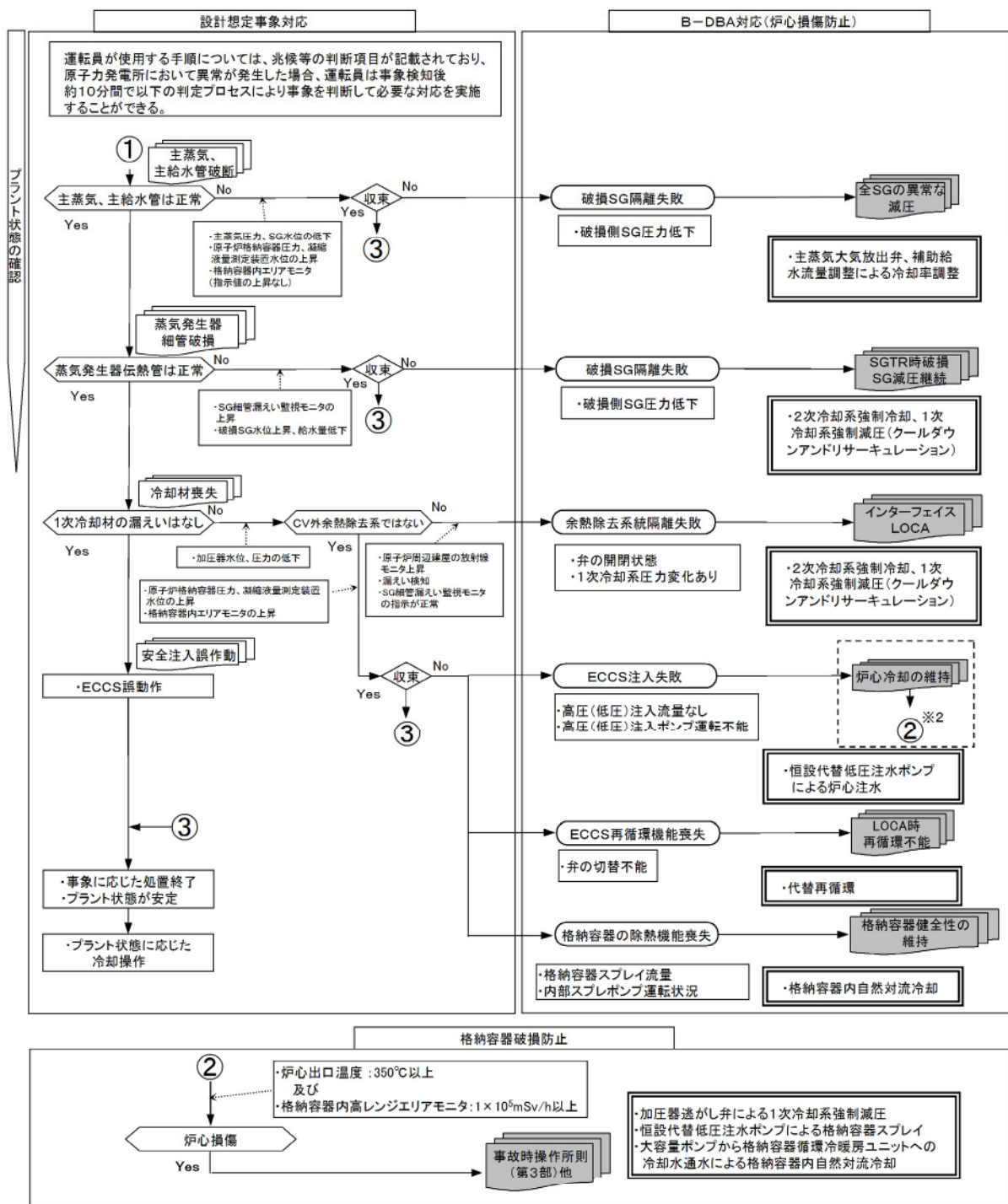
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100%(2,432 MWt)×1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1 次冷却材の蒸散量及び燃料被覆管温度評価の観点から厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 （初期）	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 1 次冷却材圧力が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	1 次冷却材平均温度 （初期）	305.7+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。 初期温度（1 次冷却系初期保有エネルギー）が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されるタイミングも遅くなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。 燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	蒸気発生器 2 次側保有水量（初期）	51t（1 基当たり）	標準値として設定。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水流量喪失が発生するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	補助給水系機能喪失	補助給水系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源があると、1 次冷却材ポンプの運転が継続され、蒸気発生器 1 次側と 2 次側の熱伝達促進により蒸気発生器ドライアウトが早くなり、炉心崩壊熱が大きい状態でフィードアンドブリードを開始することから、炉心の冷却上厳しい設定。

第 7.1.1.2 表 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の主要解析条件（主給水流量喪失＋補助給水失敗）（2/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	「蒸気発生器水位異常低」 (狭域水位 11%) (応答時間 2.0 秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
	充てん／高圧注入ポンプ	最小注入特性 (2 台) (高圧注入特性： 0m ³ /h～約 140m ³ /h、 0 MPa[gage]～約 16.8MPa[gage])	炉心冷却を厳しくする観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した値として、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h (1 個当たり) (2 個)	設計値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	フィードアンドブリード開始 (非常用炉心冷却設備作動信号手動発信＋加圧器逃がし弁手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達の 5 分後	蒸気発生器がドライアウトに至る水位として設定した蒸気発生器広域水位からフィードアンドブリード開始までの運転員等操作時間余裕として、蒸気発生器ドライアウト検知に対する時間余裕として 2 分、「非常用炉心冷却設備作動」信号手動発信及び充てん／高圧注入ポンプの起動確認として 2 分、加圧器逃がし弁の手動開として 1 分を想定しており、必要な時間を積み上げて設定。 なお、運転手順書における操作開始条件として設定されている蒸気発生器広域水位 10%の根拠は、広域水位計はすべて停止中に使用するため低温で校正されており、出力状態でドライアウトに至った時の指示に計器誤差を見込んだものとしている。



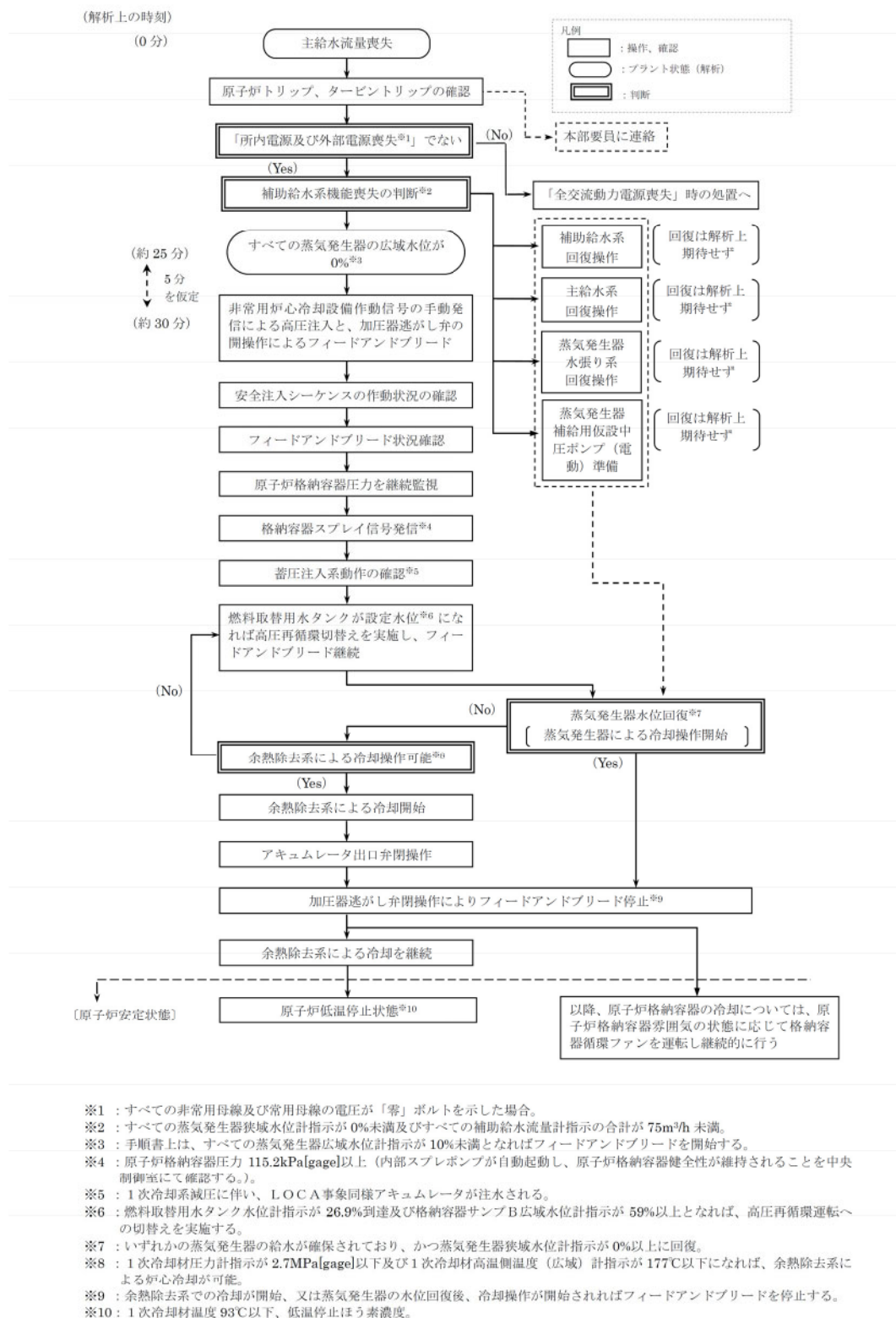
第 7.1.1.1 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図



凡例： 設計事象対応手順（事故時操作所則） B-DBA対応手順（事故時操作所則（第2部）及び事故時操作所則（第3部））

注：太線はプロセスの流れを示す

第 7.1.1.2 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」 の対応手順の概要
(判定プロセス) (2/2)

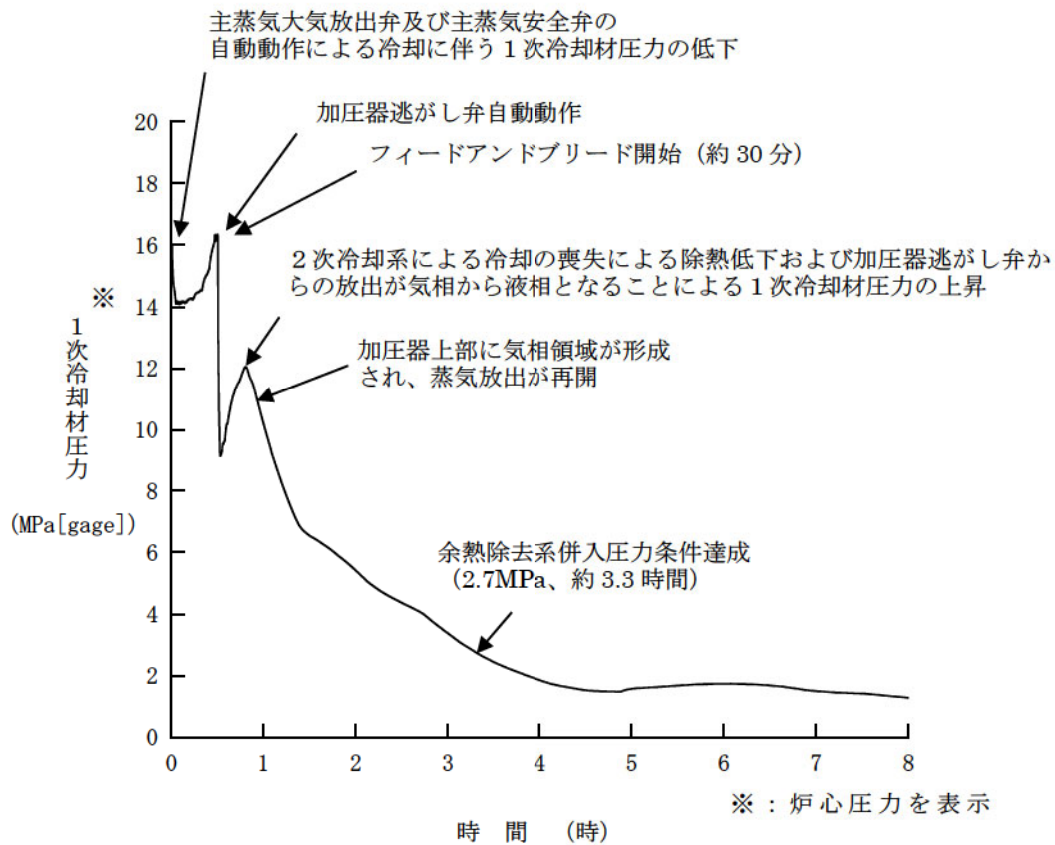


第 7.1.1.3 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の対応手順の概要
(「主給水流量喪失+補助給水失敗」の事象進展)

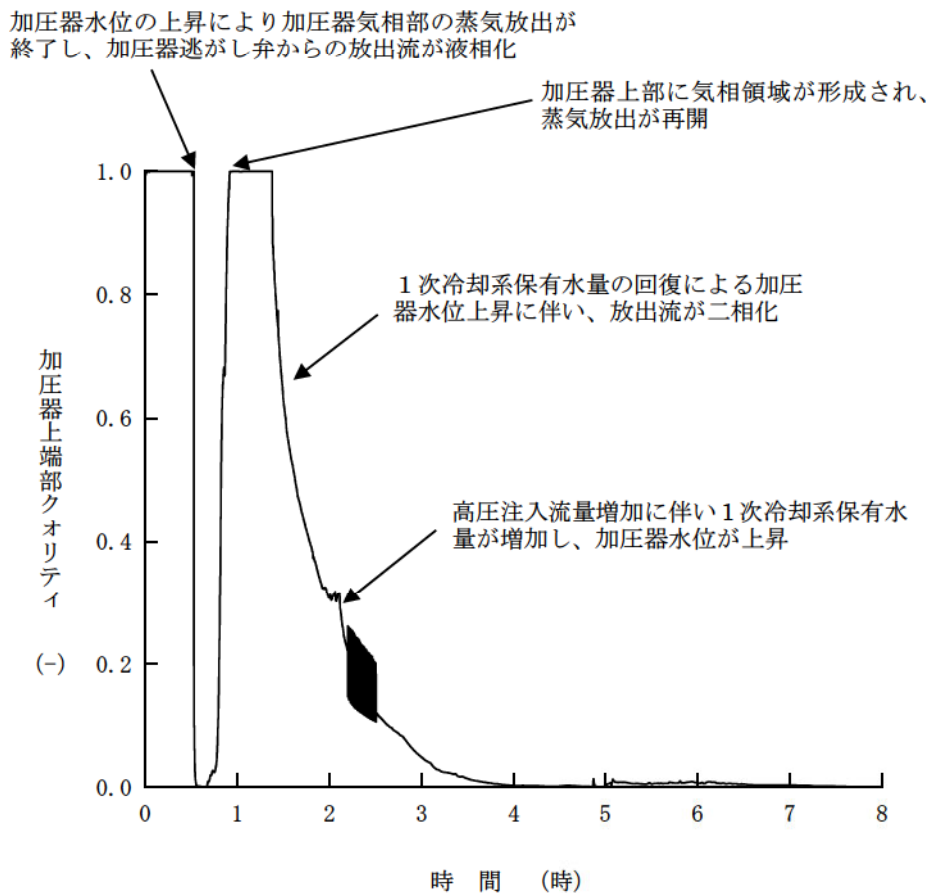
必要な要員と作業項目				経過時間(分)										備考
				10	20	30	40	50	70	80				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	1号	2号	手順の内容										
	当直課長、当直主任	1	1	●号炉ごと 運転操作指揮	▽ プラント状況判断									
状況判断	運転員A、B、C	3	3	●原子炉トリップ、タービントリップ確認 ●所内電源及び外部電源の確認 ●主給水喪失確認 ●補助給水失敗確認 (中央制御室確認)	10分									
				運転員A	【1】	【1】	●主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ起動操作 (中央制御室操作)	5分 適宜実施						
蒸気発生器注水回復操作 (解析上考慮せず)	運転員B	【1】	【1】	●補助給水系統ポンプ起動操作 (中央制御室操作)	5分 適宜実施									
	運転員D	1	1	●補助給水系統ポンプ起動操作、失敗原因調査 (現場操作)	15分 適宜実施									
	運転員E	1	1	●主給水ポンプ、蒸気発生器水張りポンプ 起動操作、失敗原因調査 (現場操作)	15分 適宜実施									
	フィードアンドブリード操作	運転員B	【1】	【1】	●非常用炉心冷却設備作動信号手動発信操作 ●充てん/高圧注入ポンプによる注水確認 ●加圧器送がし弁開操作 ※1 (中央制御室操作)	4分 1分 継続操作								
再循環切替操作	運転員B	【1】	【1】	●再循環切替操作 ※2 (中央制御室操作)	10分									
余熱除去系による炉心冷却	運転員B	【1】	【1】	●余熱除去系による炉心冷却 ※3 ●フィードアンドブリード停止 (中央制御室操作)	10分									
アキュムレータ出口弁操作	運転員B	【1】	【1】	●アキュムレータ出口弁開操作 (中央制御室操作)	5分									
電源盤確認、復旧操作	運転員C	【1】	【1】	●電源盤確認、復旧操作 ※4 (現場操作)	30分 適宜実施									
機器の復旧作業	係修部門員	—	—	●電源盤確認、機能喪失した機器の復旧作業 ※5 (現場操作)	適宜実施									

上記要員に加え、本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。
なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

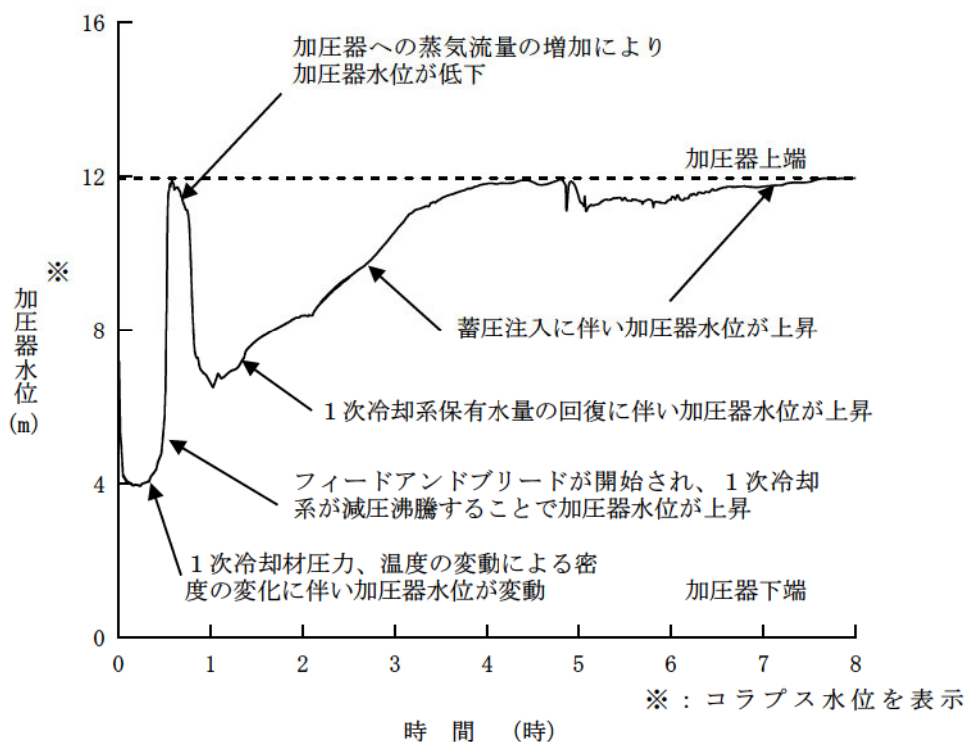
第 7.1.1.4 図 「2 次冷却系からの除熱機能喪失」の作業と所要時間(主給水流量喪失＋補助給水失敗)



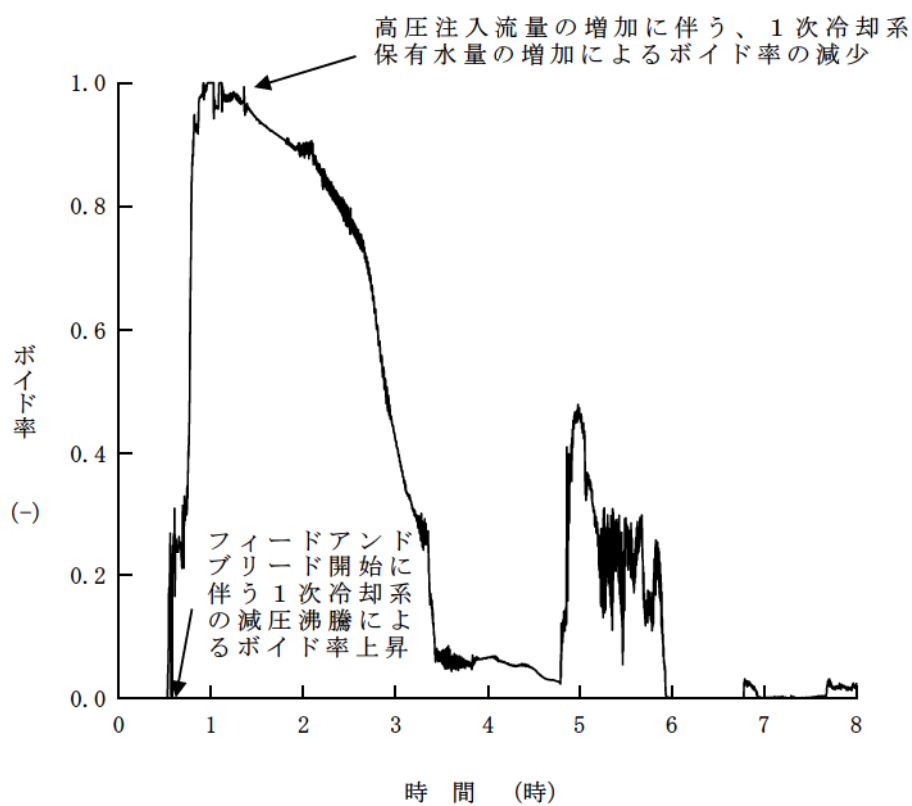
第 7.1.1.5 図 1 次冷却材圧力の推移



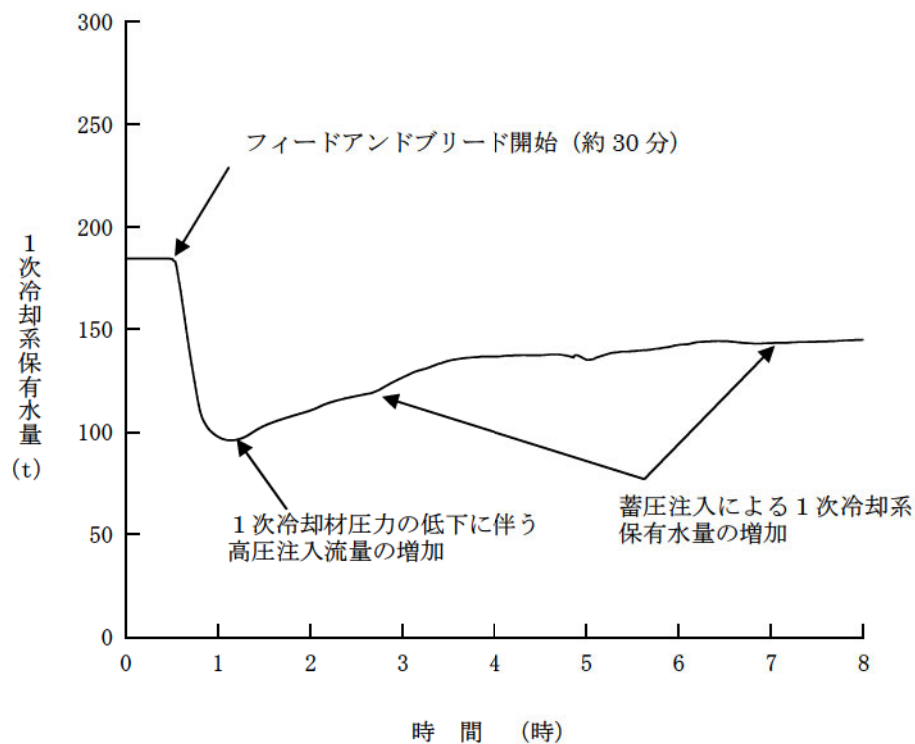
第 7.1.1.6 図 加圧器上端部クオリティの推移



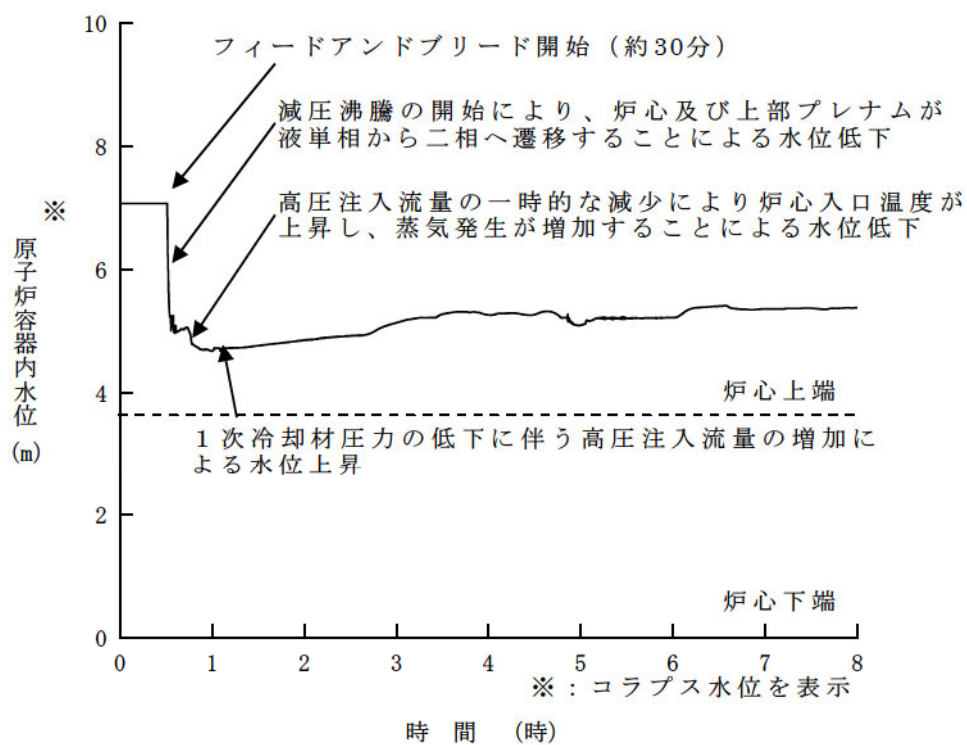
第 7.1.1.7 図 加圧器水位の推移



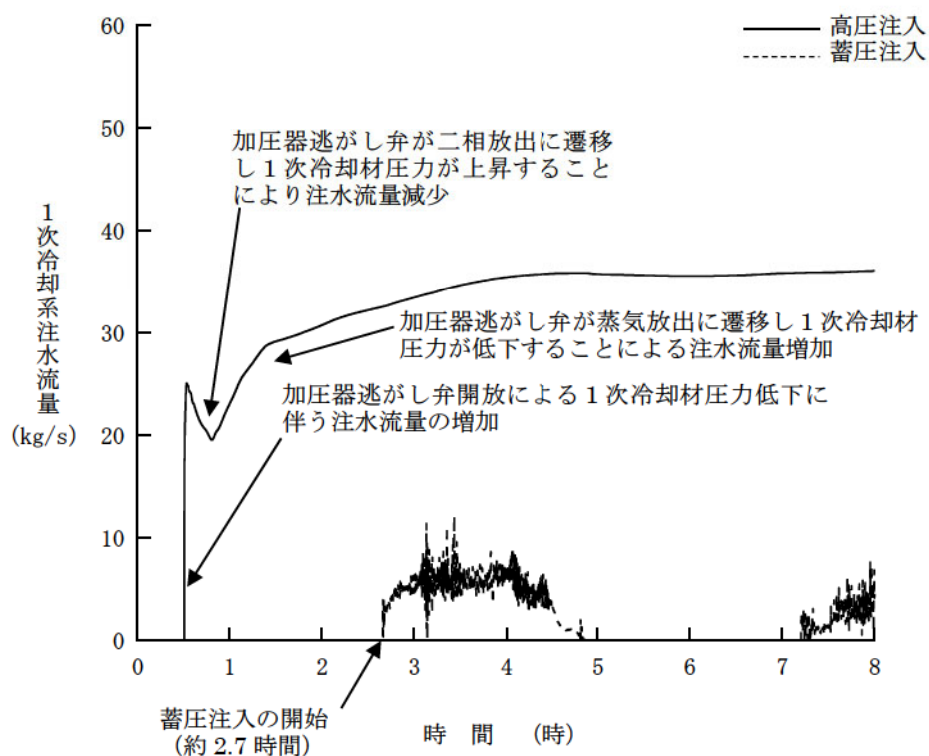
第 7.1.1.8 図 高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



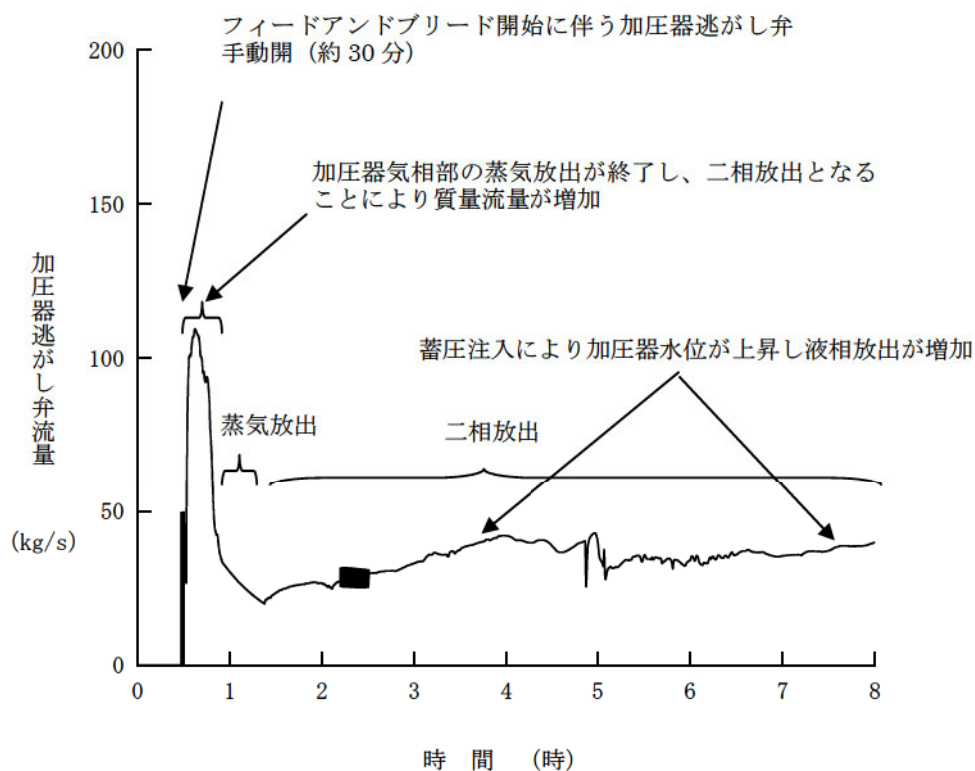
第 7.1.1.9 図 1次冷却系保有水量の推移



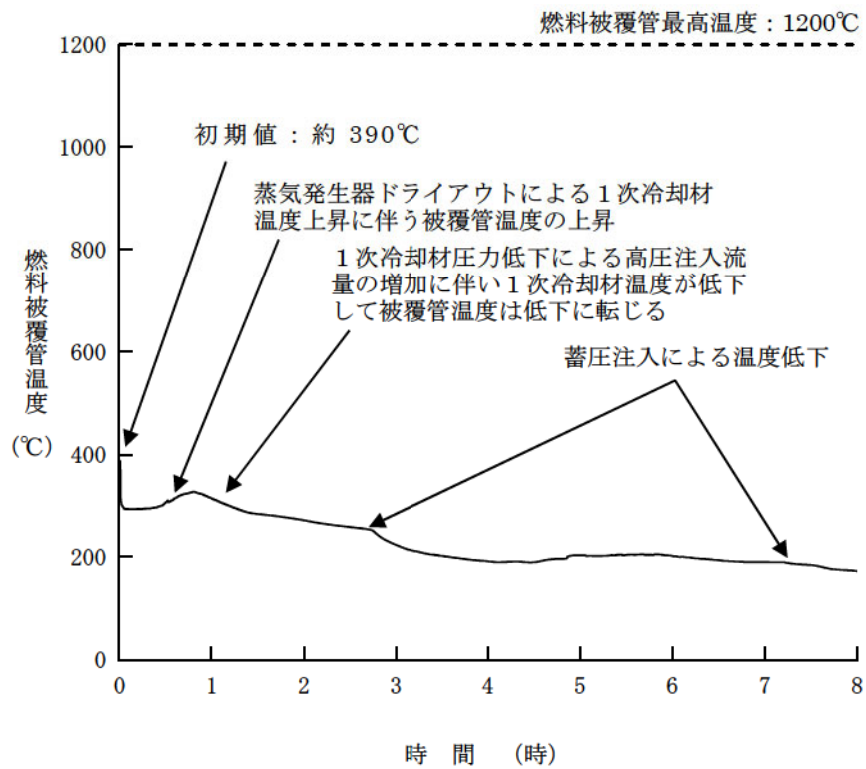
第 7.1.1.10 図 原子炉容器内水位の推移



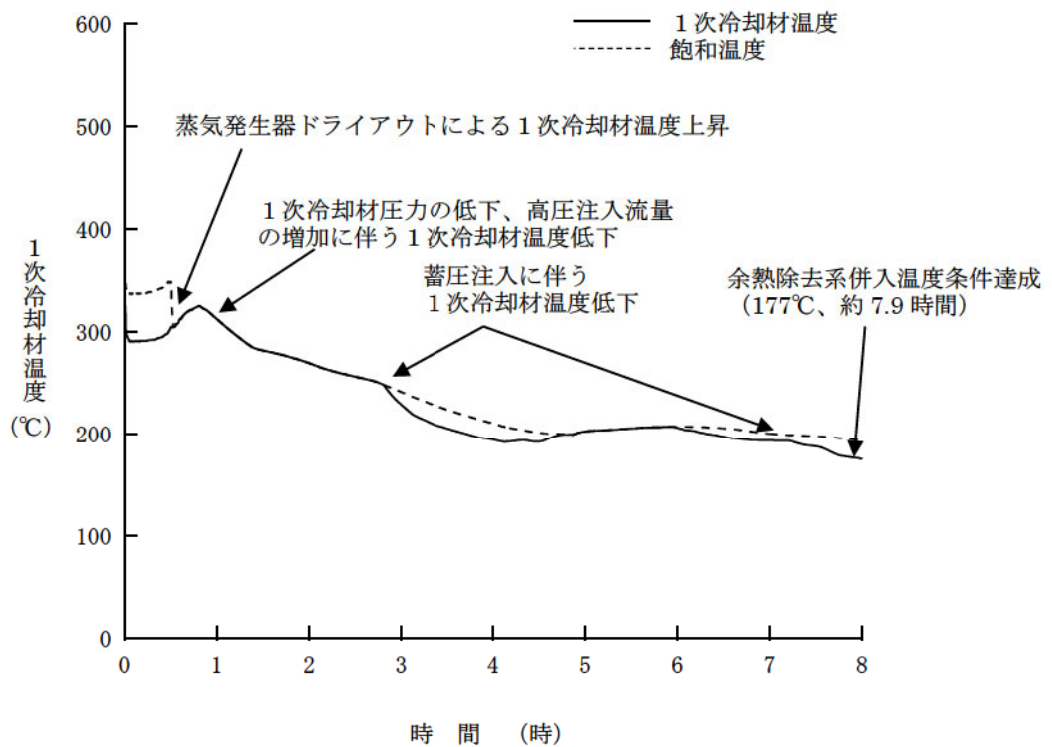
第 7.1.1.11 図 1 次冷却系注水流量の推移



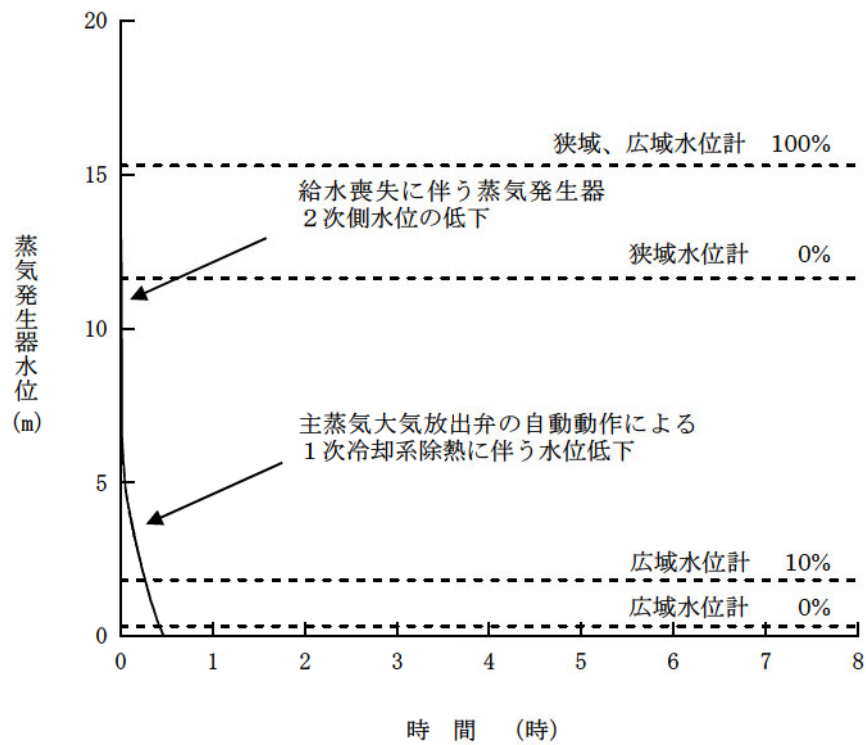
第 7.1.1.12 図 加圧器逃がし弁流量の推移



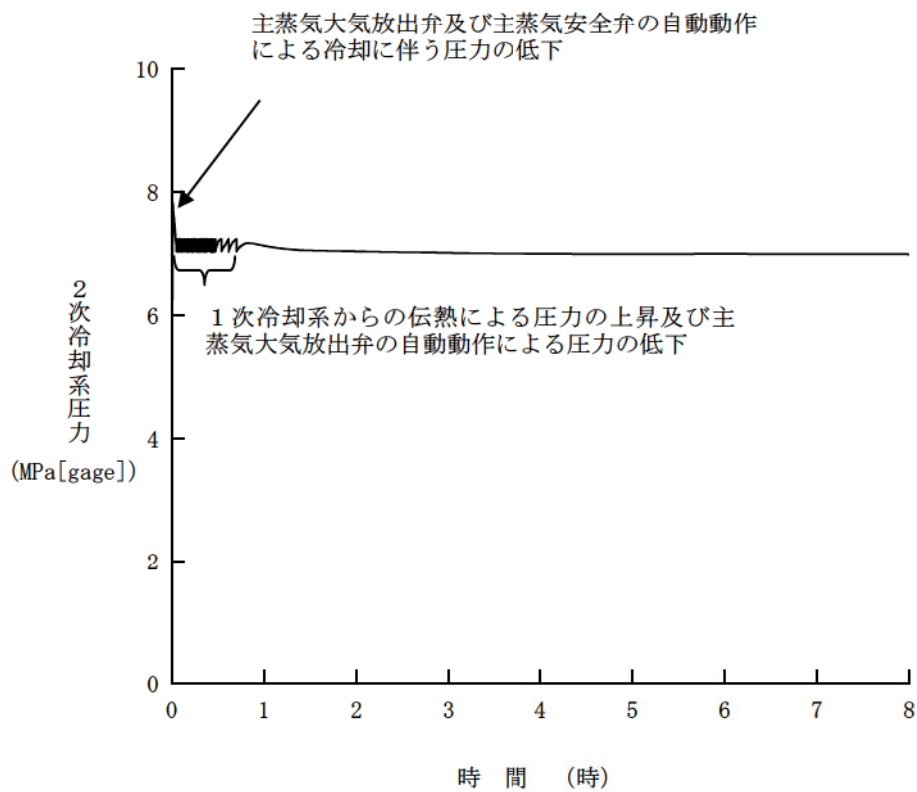
第 7.1.1.13 図 燃料被覆管温度の推移



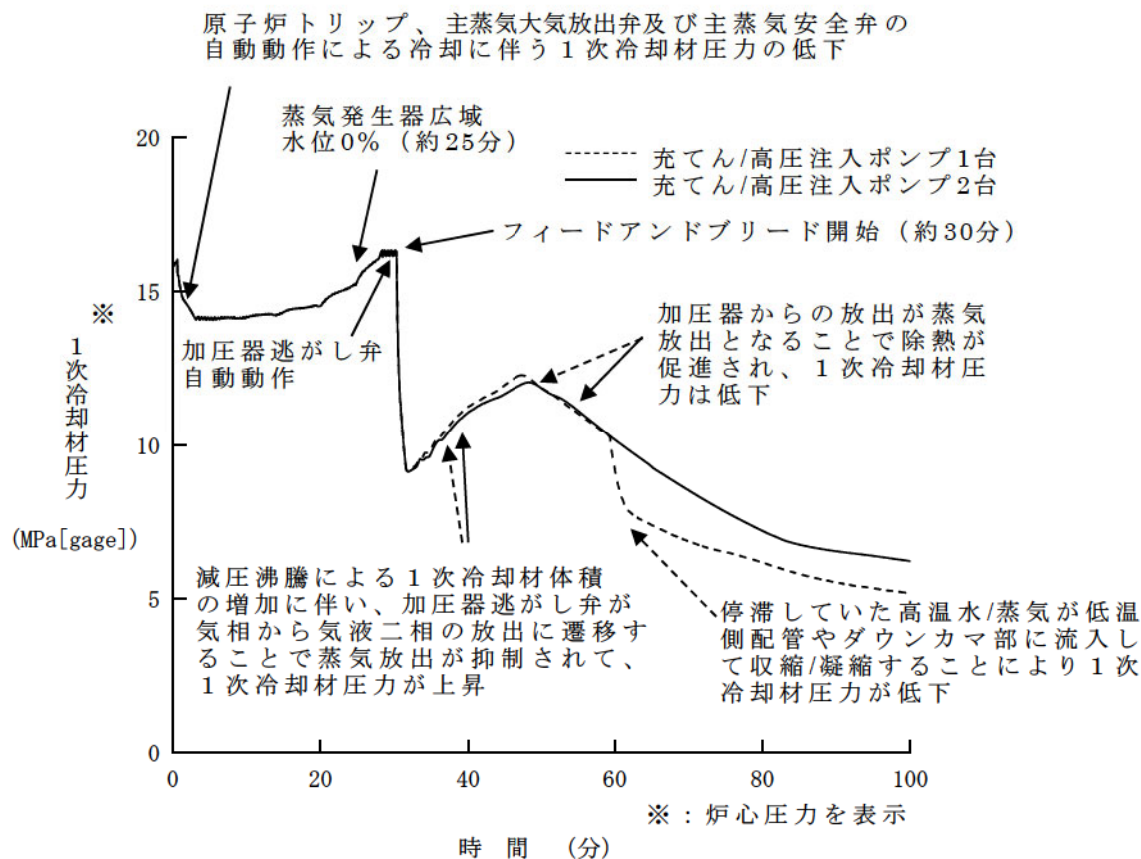
第 7.1.1.14 図 1次冷却材温度の推移



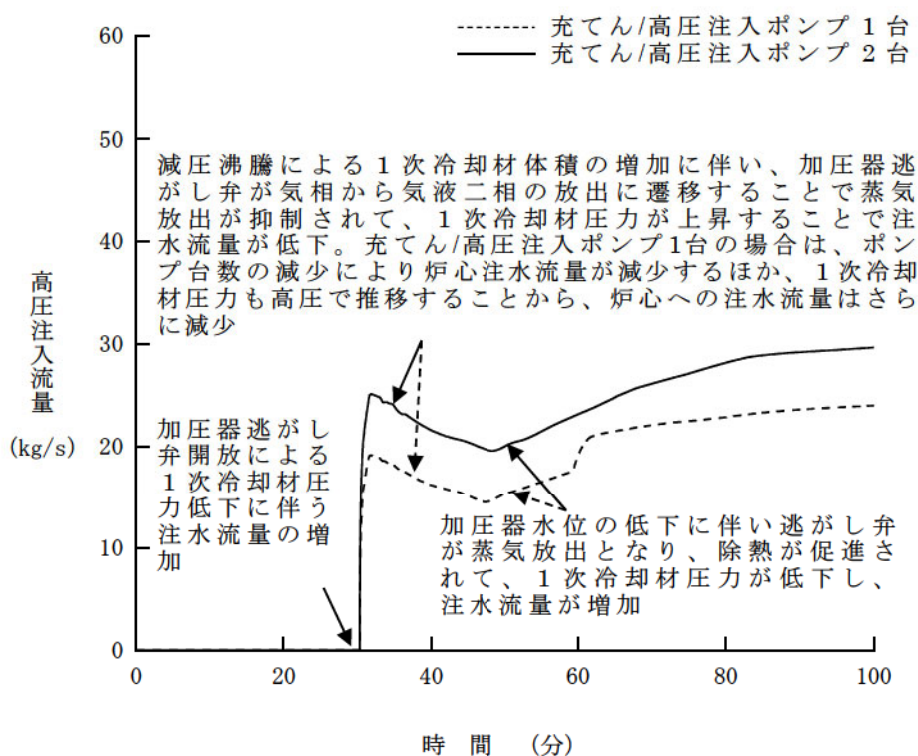
第 7.1.1.15 図 蒸気発生器水位の推移



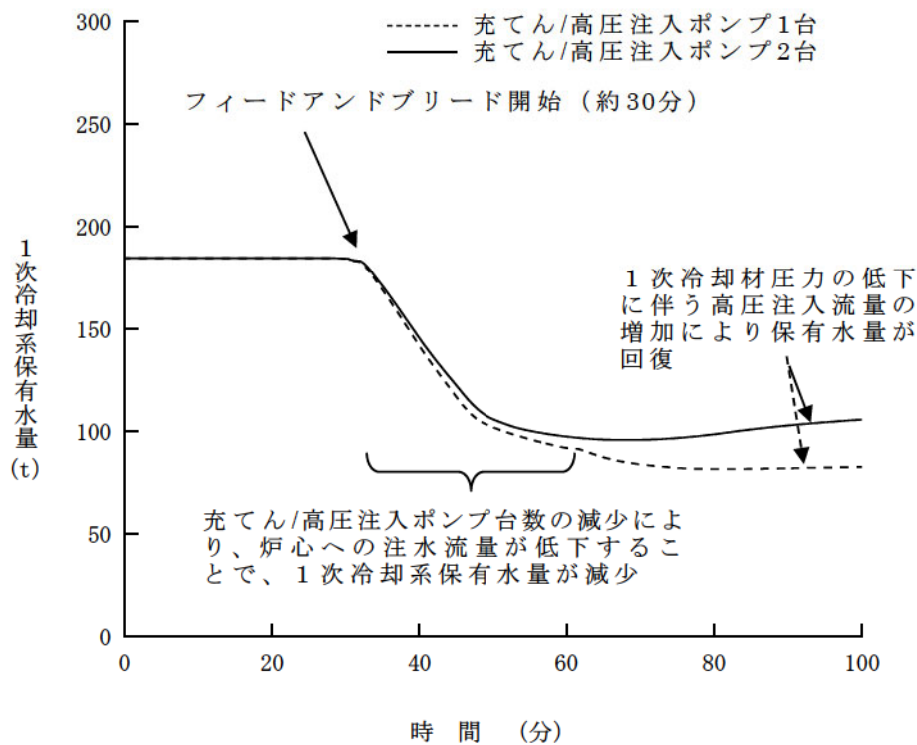
第 7.1.1.16 図 2 次冷却系圧力の推移



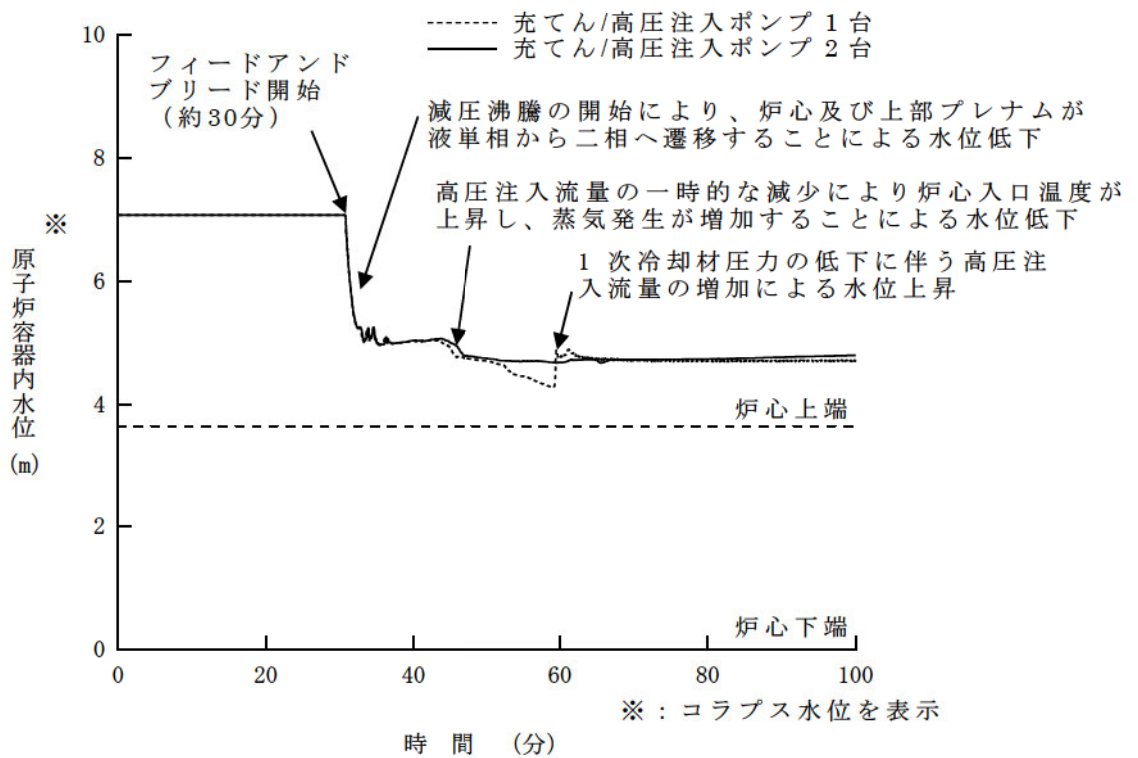
第 7.1.1.17 図 1次冷却材圧力の推移 (充てん/高圧注入ポンプ 1 台の場合)



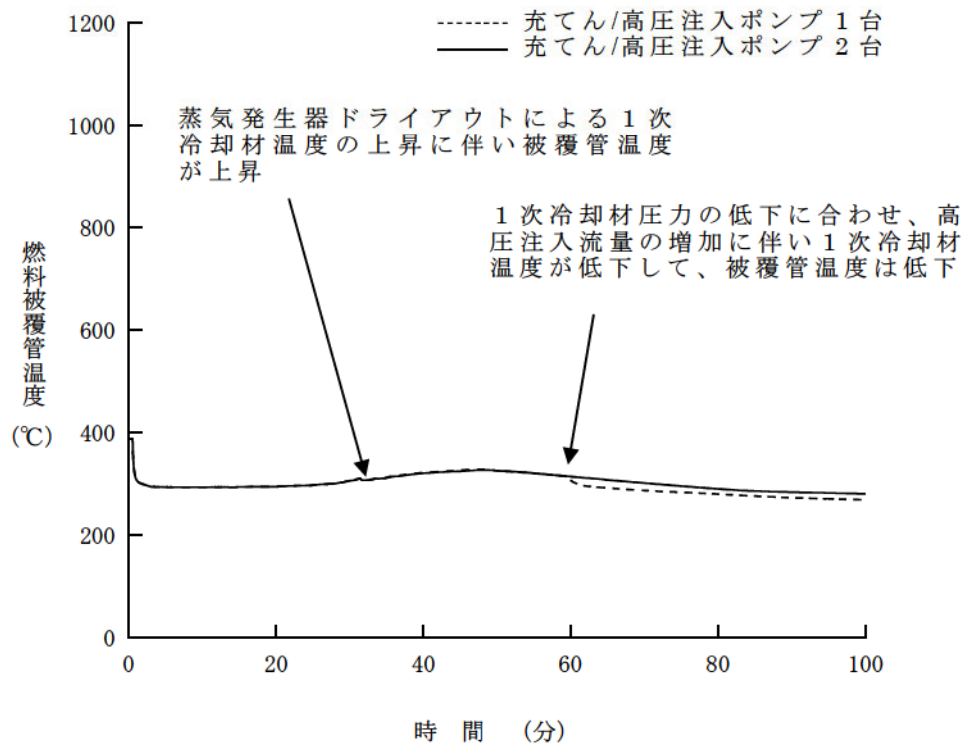
第 7.1.1.18 図 高圧注入流量の推移 (充てん/高圧注入ポンプ 1 台の場合)



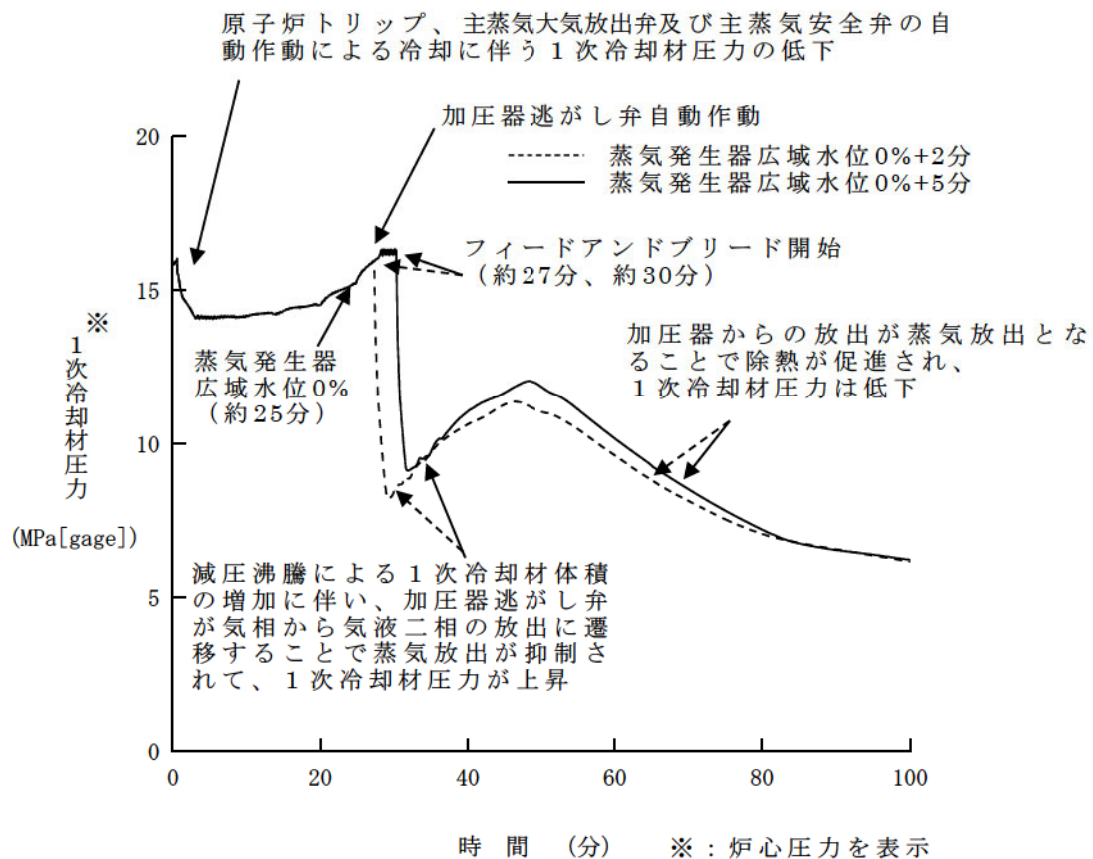
第 7.1.1.19 図 1 次冷却系保有水量の推移（充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合）



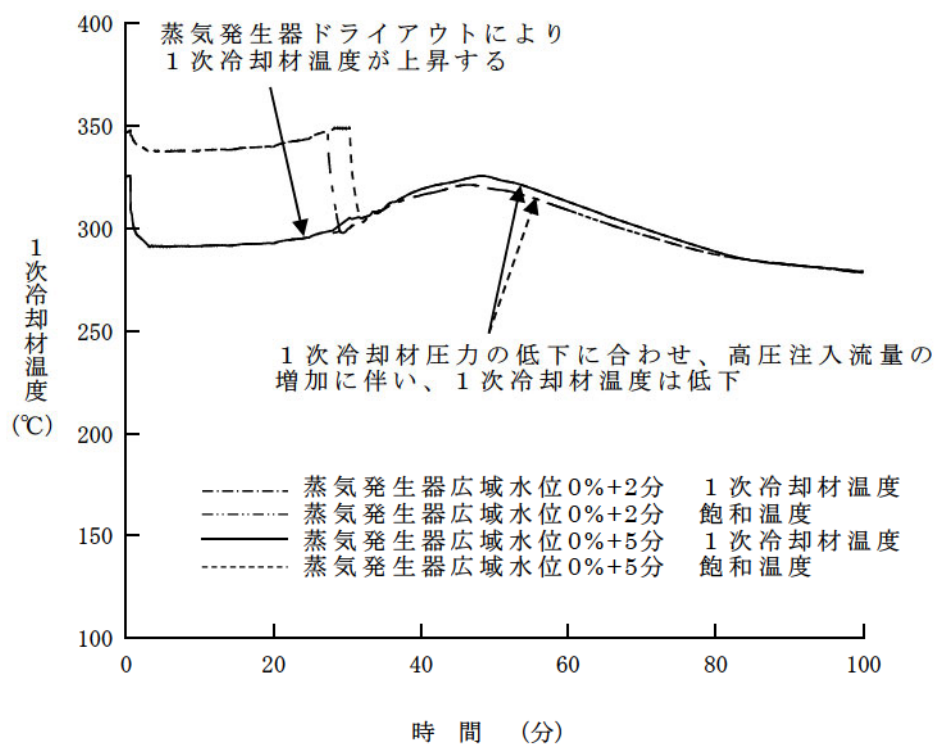
第 7.1.1.20 図 原子炉容器内水位の推移（充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合）



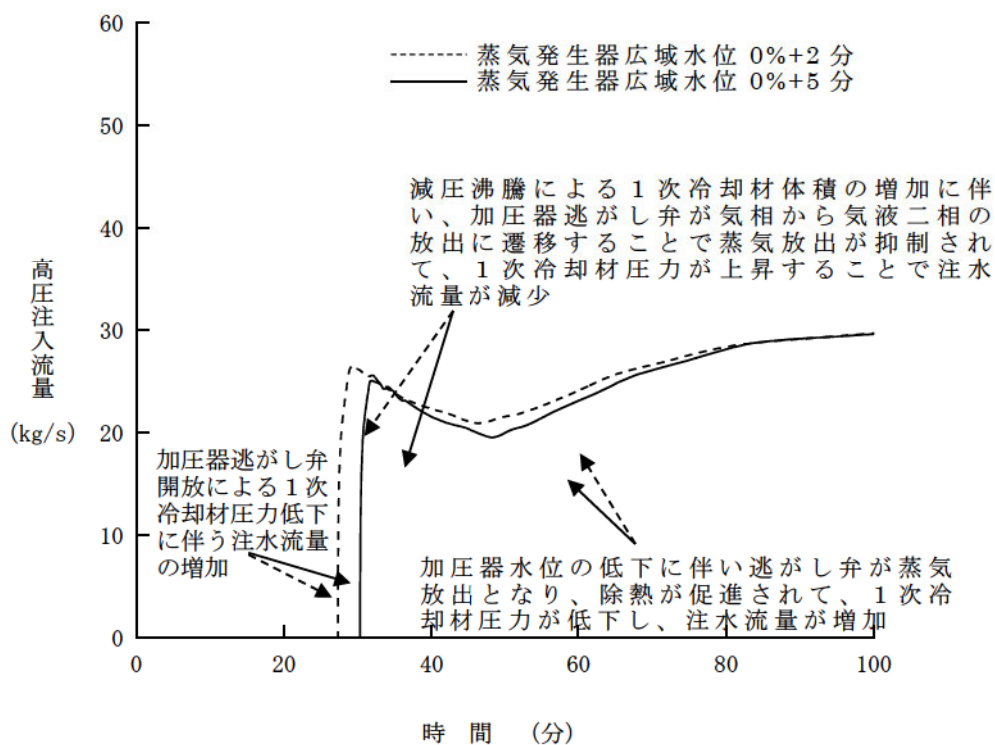
第 7.1.1.21 図 燃料被覆管温度の推移（充てん／高圧注入ポンプ 1 台の場合）



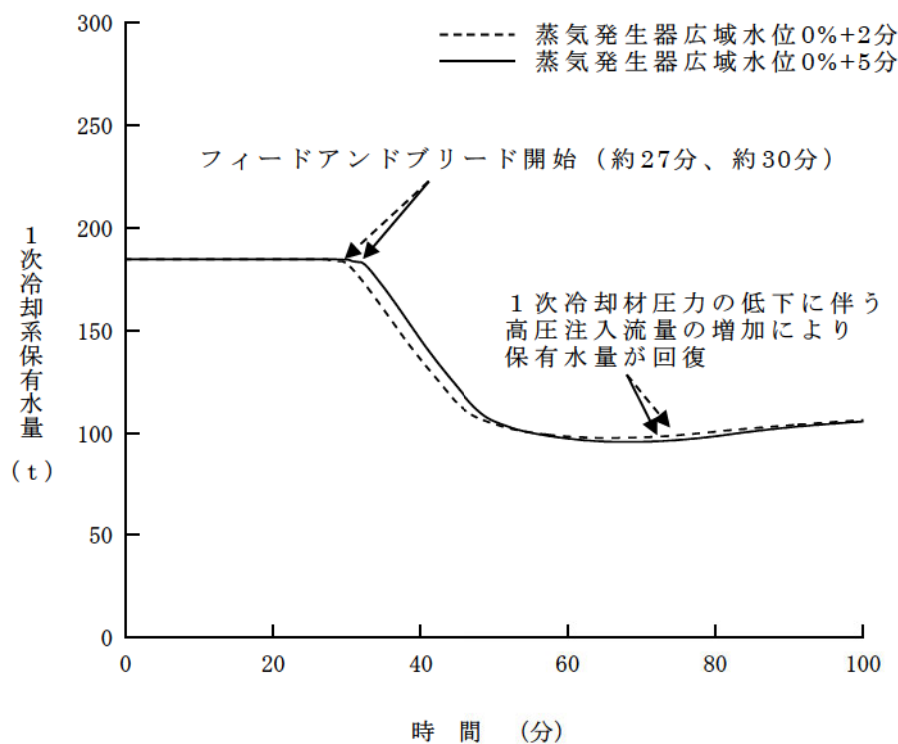
第 7.1.1.22 図 1次冷却材圧力の推移（開始が早くなる場合）



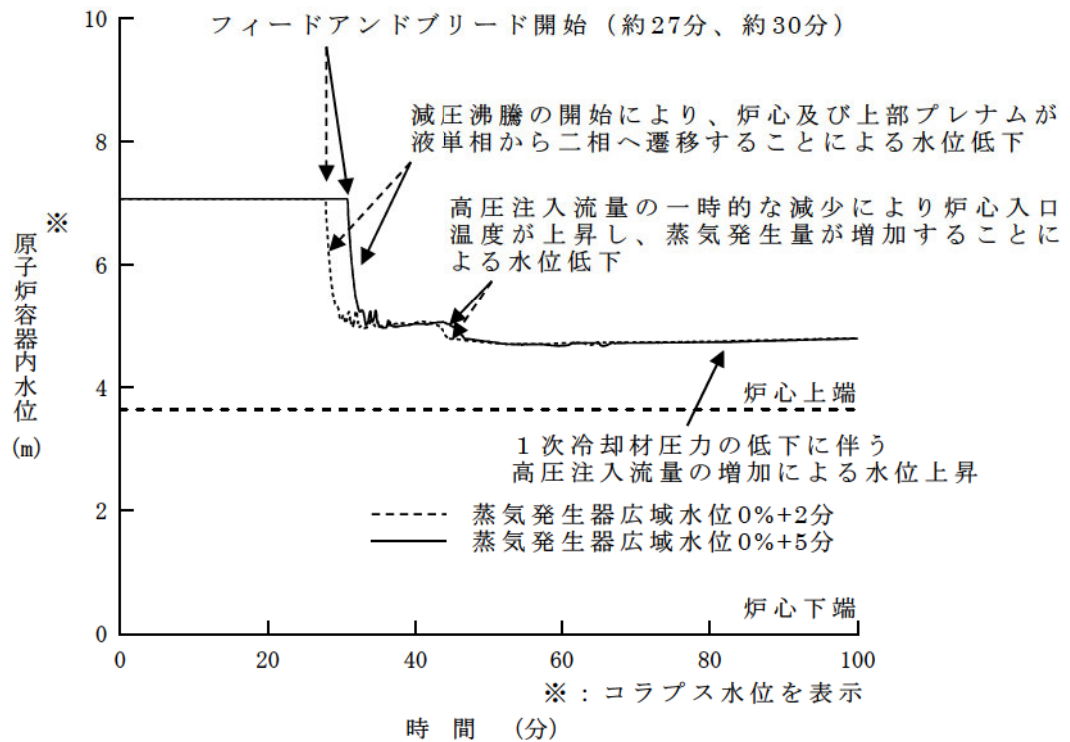
第 7.1.1.23 図 1次冷却材温度の推移（開始が早くなる場合）



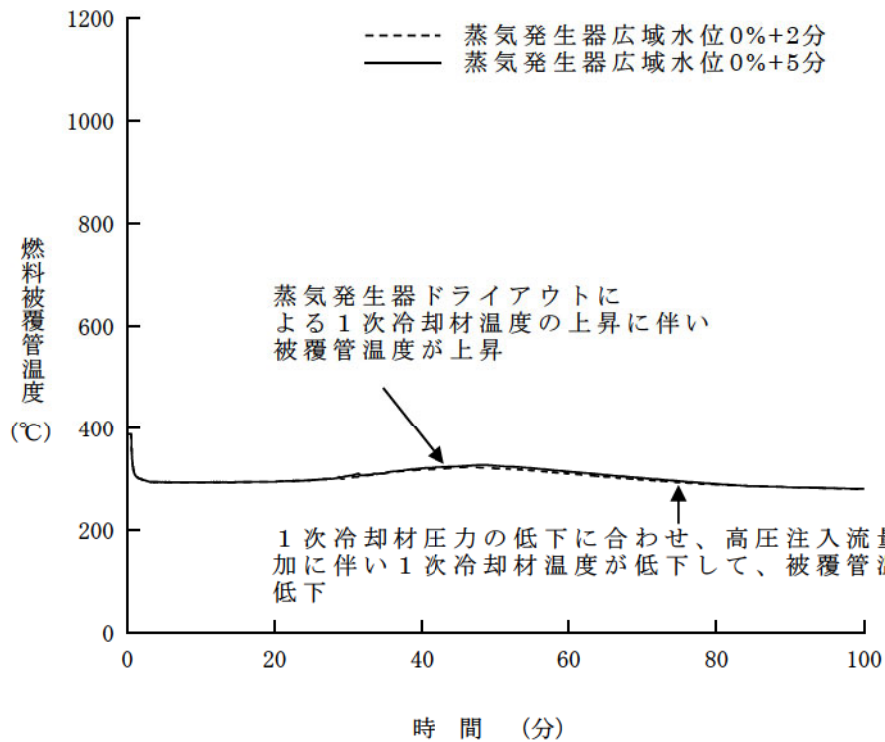
第 7.1.1.24 図 高圧注入流量の推移（開始が早くなる場合）



第 7.1.1.25 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が早くなる場合）

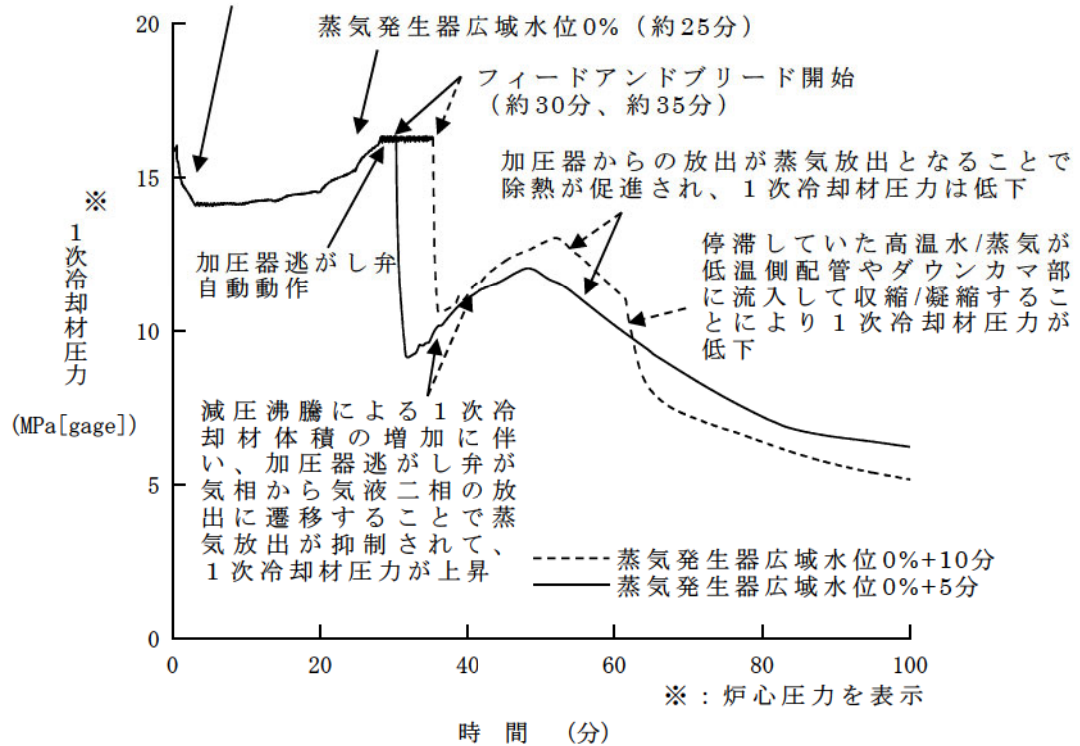


第 7.1.1.26 図 原子炉容器内水位の推移 (開始が早くなる場合)

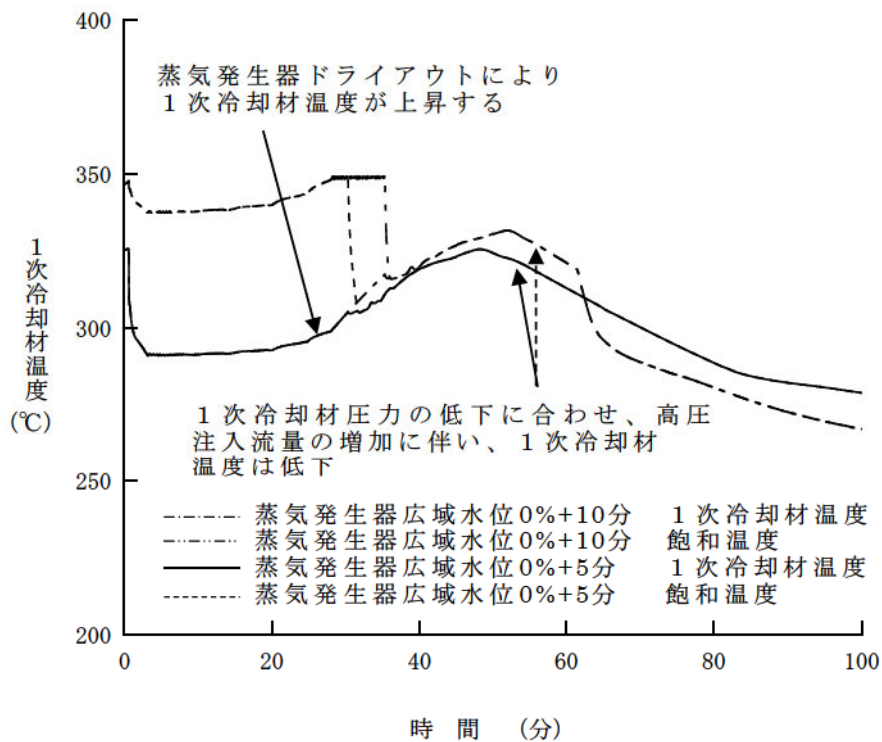


第 7.1.1.27 図 燃料被覆管温度の推移 (開始が早くなる場合)

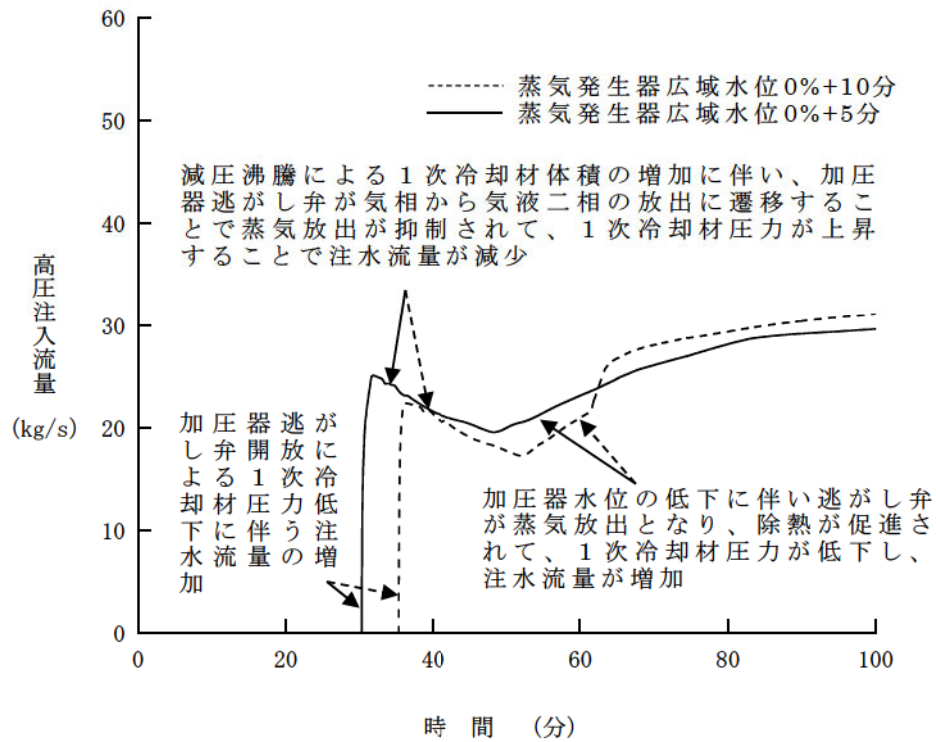
原子炉トリップ、主蒸気大気放出弁及び主蒸気安全弁の自動動作による冷却に伴う1次冷却材圧力の低下



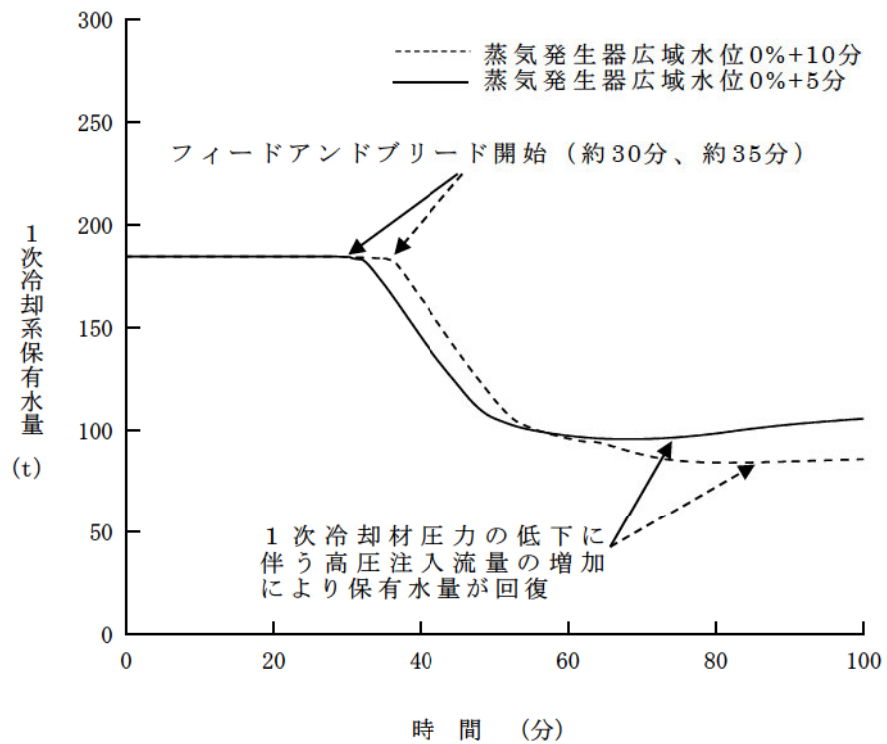
第 7.1.1.28 図 1次冷却材圧力の推移（開始が遅くなる場合）



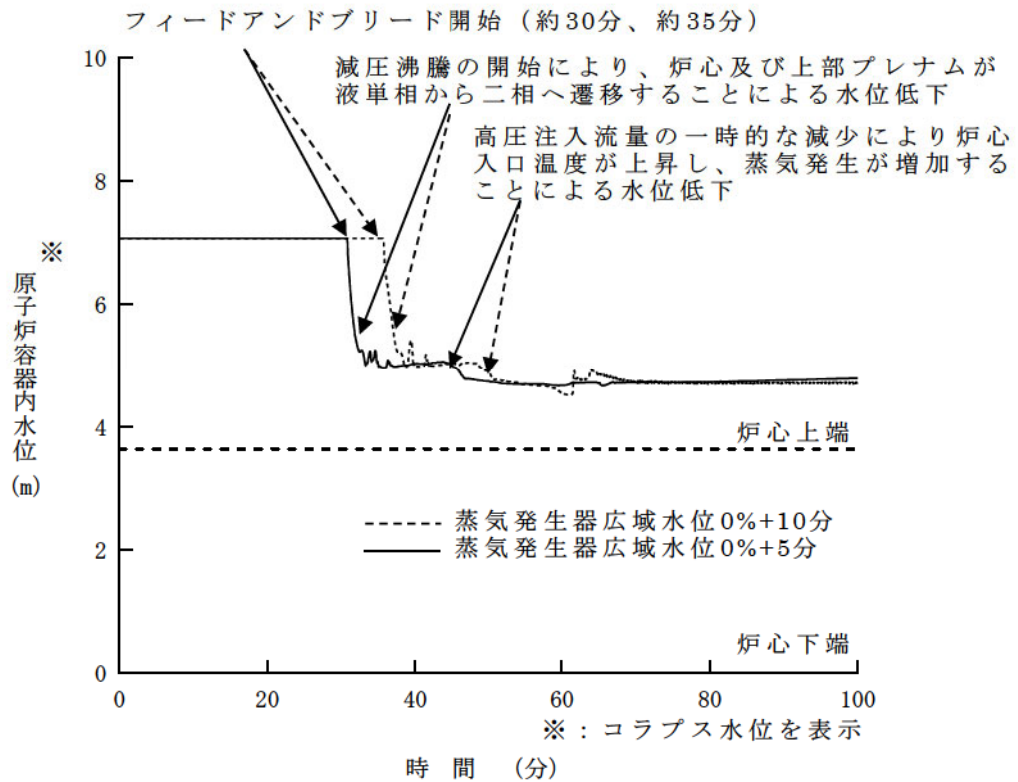
第 7.1.1.29 図 1次冷却材温度の推移（開始が遅くなる場合）



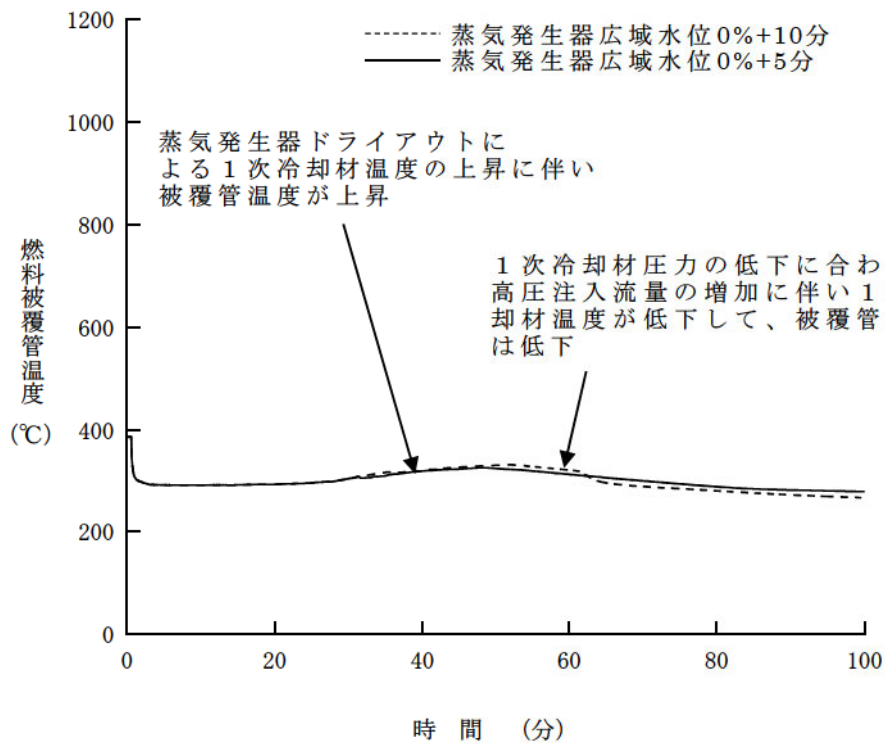
第 7.1.1.30 図 高圧注入流量の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.31 図 1次冷却系保有水量の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.32 図 原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）



第 7.1.1.33 図 燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）

7.1.2 全交流動力電源喪失

7.1.2.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失し、常用系補機である 1 次冷却材ポンプ等が機能喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水、高圧注入系及び低圧注入系による炉心注水、1 次系冷却水ポンプによる最終ヒートシンクへの熱の輸送、中央制御室からの主蒸気大気放出弁操作による 1 次冷却系の減温、減圧及び復水タンクへの補給ができなくなる。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、補機冷却水が必要な機器に期待できなくなるとともに、R C P シール部へのシール水注水機能及びサーマルバリアの冷却機能が喪失することから、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えい等により 1 次冷却系保有水量の減少が生じ、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、2 次冷却系を強制的に減圧することにより 1 次冷却系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 炉心損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、炉心が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な

冷却を可能とするため、補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁による２次冷却系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却、高圧注入系及び低圧注入系による再循環並びに補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を整備する。対策の概略系統図を第 7.1.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.1.2.2 図から第 7.1.2.4 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.1.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち「7.1.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 46 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生の 6 時間後までは、中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 10 名、発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。召集要員に期待する事象発生の 6 時間後以降に必要な召集要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示す。

a. 全交流動力電源喪失及びプラントトリップの確認

外部電源が喪失しディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失を判断するとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。

プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

また、主蒸気隔離を行い、主蒸気ライン圧力等のループ間偏差

により、2次冷却材喪失、蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候を継続的に確認する。なお、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、2次冷却材喪失又は蒸気発生器伝熱管漏えいの兆候が確認されれば、健全側蒸気発生器の主蒸気大気放出弁により炉心冷却を行う。

b. タービン動補助給水ポンプの起動及び補助給水流量確立の確認

蒸気発生器水位低下によりタービン動補助給水ポンプが起動し、補助給水流量が確立することを確認する。

補助給水流量確立の確認に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

c. 早期の電源回復不能判断及び対応

中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス循環排気系ダンパへの作動空気供給、使用済燃料ピットの注水確保、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、A又はB中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を開始する。

また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、非常用母線への給電を開始する。

d. 1次冷却材漏えいの判断

加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプA及び格納容器サンプB水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。

1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

e. 補助給水系の機能維持の判断

すべての補助給水流量計指示の合計が $75\text{m}^3/\text{h}$ 以上であることを確認する。

補助給水系の機能維持の判断に必要な計装設備は補助給水流量等である。

f. 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉操作

充てん／高圧注入ポンプの起動時の 1 次冷却材ポンプシール温度急変等を防止するために、1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁及び格納容器隔離弁の閉操作を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い動作する格納容器隔離弁の自動閉を確認する。

なお、隔離弁の電源が回復していない場合は、現場にて閉操作する。

g. 不要直流電源負荷切離し

空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電不能を判断した場合には、長時間の直流電源供給を可能とするため、不要直流電源負荷の切離しを行い、蓄電池による直流給電が事象発生後の 24 時間後まで継続可能な処置を行う。

不要直流電源負荷の切離し後、空冷式非常用発電装置による非常用母線への給電が開始されれば、運転コンソールを復旧する。

h. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却

事象発生後 40 分以内を目安に主蒸気大気放出弁を現場にて手動で開操作することで、1 次冷却材圧力計指示 $1.7\text{MPa}[\text{gage}]$ （1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 208°C ）を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば温度、圧力を維持する。

また、その後の蒸気発生器への注水量確保として、送水車による復水タンクへの供給を行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

i. 蓄圧注入系動作の確認

1 次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。

蓄圧注入系動作の確認に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力である。

j. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動

アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス循環排気系ダンパの代替空気供給（窒素ボンベ接続）を行い、アニュラス循環排気ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で A 又は B 中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。

k. アキュムレータ出口弁閉操作

1 次冷却材圧力計指示が 1.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 208℃）になれば、その状態を維持し、空冷式非常用発電装置により電源が供給されることを確認し、アキュムレータ出口弁を閉操作する。

アキュムレータ出口弁閉操作に必要な計装設備は、1 次冷却材圧力等である。

l. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開

アキュムレータ出口弁の閉を確認後、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気大気放出弁による 2 次冷却系強制冷却を再開し、目標値となれば温度、圧力を維持する。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の再開に必要な計装設備は 1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

m. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水

恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了し、1 次冷却材圧力計指示 0.7MPa[gage]（1 次冷却材高温側温度（広域）計指示 170℃）となれば燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポン

プによる代替炉心注水を行う。ただし、恒設代替低圧注水ポンプの準備が早く整った場合は 1 次冷却材圧力計指示が 0.7MPa[gage]以上であっても、ポンプ吐出圧力以下であれば、炉心注水を開始する。

なお、恒設代替低圧注水ポンプによる注水流量は、早期に 1 次冷却系保有水量を回復させるように調整する。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

n. 格納容器内自然対流冷却並びに高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転

RCP シール LOCA が発生している場合、長期対策として、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニット、B 余熱除去ポンプ及び B 充てん／高圧注入ポンプへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧代替再循環運転又は低圧代替再循環運転を行う。

海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。また、燃料取替用水タンク水位計指示 26.9%到達及び格納容器サンプ B 広域水位計指示 59%以上を確認し、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から高圧代替再循環運転又は低圧代替再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器圧力等であり、高圧代替再循環運転及び低圧代替再循環運転に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

o. 蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続

長期対策として、外部電源が回復すればタービン動補助給水ポンプから電動補助給水ポンプへの切替えを行い、蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を継続的に行う。

蒸気発生器 2 次側による炉心冷却の継続に必要な計装設備は、1 次冷却材高温側温度（広域）等である。

p. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

緊急安全対策要員等の作業時間や原子炉補機冷却水系統の機能喪失要因を考慮し、予備品の海水ポンプモータによる対応を行うこと等で、原子炉補機冷却水系統の復旧を図る。

7.1.2.2 炉心損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」及び R C P シール L O C A が発生しない「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」である。

なお、非常用所内交流電源の復旧に伴い、電源供給機能が復旧することも考えられるが、復旧により中央制御室での操作が可能となることで現場操作にかかる作業、要員等の必要な作業項目及び要員は少なくなることから、本重要事故シーケンスに対する有効性評価により措置の有効性を確認する。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1 次冷却系における冷却材流量変化、冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、E C C S 強制注入及び E C C S 蓄圧タンク注入並びに蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達、冷却材放出及び 2 次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コード M-R E L A P 5 により 1 次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。また、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失時に、R C P シール L O C A の発生に伴う 1 次冷

却材流出が生じるため、長期的な原子炉格納容器の健全性確保についても重要となる。よって、これらの応答の重要現象である原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導を適切に評価することが可能である原子炉格納容器内圧解析コードCOCOにより原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度の過渡応答を求める。

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

「(a) 起因事象」に示すとおり、外部電源無しを想定する。

(d) RCPシール部からの漏えい率

RCPシール部からの漏えい率は、全シールの機能喪失を仮定し、WCAP-15603 における最大の漏えい率の値として、1次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 109m³/h (480gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 1.6cm (約 0.6 インチ) を設定する。また、1次冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮するものとする。なお、ラビリンス部の抵抗のみを考慮した場合においても、ラビリンス部の構造健全

性が維持されることを確認している。

R C P シール L O C A の発生を想定しない場合の R C P シール部が健全な場合の漏えい率は、1 次冷却系への注水が必要とならない漏えい率として、WCAP-15603 のうちシールが健全な場合の漏えい率の値として、1 次冷却材ポンプ 1 台当たり、定格圧力において約 $4.8\text{m}^3/\text{h}$ (21gpm 相当) とし、その漏えい率相当となる口径約 0.3cm (約 0.13 インチ) を設定する。また、1 次冷却材ポンプ 3 台からの漏えいを考慮するものとする。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、解析上は事象発生後 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 $75\text{m}^3/\text{h}$ の流量で注水するものとする。

(b) 主蒸気大気放出弁

2 次冷却系強制冷却として主蒸気大気放出弁 3 個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気大気放出弁 1 個当たり定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10% を処理するものとする。

(c) アキュムレータ

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで、1 次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。

アキュムレータ保持圧力 (最低保持圧力)

$4.04\text{MPa}[\text{gauge}]$

アキュムレータ保有水量 (最低保有水量)

29.0m^3 (1 基当たり)

(d) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

運転員等による炉心注水操作を実施するに当たっての余裕

を考慮した時点として、安定状態到達後に 1 次冷却材温度及び圧力の維持を行う 1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時点を選定し、この時点で炉心注水を開始することにより、想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として、30m³/h を設定する。

(e) R C P シール部からの漏えい停止

R C P シール L O C A が発生しない場合において、1 次冷却材ポンプ封水戻りライン逃がし弁の閉止圧力である 0.83MPa[gage]で漏えいが停止するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 2 次冷却系強制冷却は、主蒸気大気放出弁の現場開操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生 の 40 分後に開始するものとする。

(b) 代替交流電源は、R C P シール L O C A が発生する場合においては事象発生 の 60 分後に確立するものとし、R C P シール L O C A が発生しない場合においては交流電源が 24 時間使用できないものとして、事象発生 の 24 時間後に確立するものとする。

(c) 1 次冷却材温度の維持は、蒸気発生器 2 次側冷却による 1 次冷却系の自然循環を阻害する窒素の混入を防止するために、1 次冷却系に窒素が注入される圧力である約 1.2MPa[gage]に対して約 0.5MPa の余裕を考慮し、約 1.7MPa[gage]の飽和温度である 208℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(d) アキュムレータ出口弁の閉操作は、1 次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]到達及び代替交流電源の確立から、10 分後に実施するものとする。

(e) 2 次冷却系強制冷却の再開は、主蒸気大気放出弁の調整操

作を考慮して、アキュムレータ出口弁の閉止から 10 分後に再開し、1 次冷却材温度が 170℃に到達した段階でその状態を維持するものとする。

(f) タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。

(g) R C P シール L O C A が発生する場合には、1 次冷却材圧力が 0.7MPa[gage]に到達すれば、恒設代替低圧注水ポンプによる原子炉への注水を開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

a. R C P シール L O C A が発生する場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.3 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、炉心水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.7 図から第 7.1.2.17 図に、2 次冷却系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.18 図から第 7.1.2.23 図に示すとともに、原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの推移を第 7.1.2.24 図及び第 7.1.2.25 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失及び R C P シール L O C A の発生を仮定しているため、1 次冷却材圧力は徐々に低下する。事象発生後の 1 分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生後の 40 分後に主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、1 次冷却系を減温、減圧することで、事象発生後の約 48 分後に蓄圧注入系が作動する。事象発生後の約 63 分後に 1 次冷却材圧力が約 1.7MPa[gage]に

到達した段階で、その状態を維持する。その後、事象発生の約 73 分後にアキュムレータの出口弁を閉止した後、事象発生の約 83 分後に 2 次冷却系強制冷却を再開する。事象発生の約 2.0 時間後に、1 次冷却材圧力が 0.7MPa[gage]に到達した段階で、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を開始することで 1 次冷却系の保有水量は回復する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.2.17 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次冷却材圧力は第 7.1.2.7 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

原子炉格納容器圧力及び温度は、第 7.1.2.24 図及び第 7.1.2.25 図に示すとおり、R C P シール部からの 1 次冷却材の漏えいにより上昇するが、事象発生後 24 時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力(0.261MPa[gage])及び最高使用温度（122℃）を下回っている。

その後は、蒸気発生器による炉心冷却、再循環運転を行うことで、第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図に示すとおり、事象発生の約 179 時間後に原子炉格納容器雰囲気温度 110℃（原子炉格納容器圧力 0.180MPa[gage]）に到達後、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示している。

第 7.1.2.7 図から第 7.1.2.9 図に示すとおり、事象発生の約 4 時間後に高温の停止状態になり、1 次冷却系保有水量が安定し、安定停止状態に至る。その後も格納容器循環冷暖房ユ

ニットによる格納容器内自然対流冷却、再循環運転等を継続することで安定停止状態を維持できる。

なお、海水系統の復旧により原子炉補機冷却機能の復旧に期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

b. R C Pシール L O C Aが発生しない場合

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.1.2.4 図に、1 次冷却材圧力、1 次冷却材温度、1 次冷却系保有水量、炉心水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.28 図から第 7.1.2.36 図に、2 次冷却系圧力、蒸気発生器水位等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.2.37 図から第 7.1.2.42 図に示す。

(a) 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い 1 次冷却材ポンプの母線電圧が低下することで、「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、全交流動力電源喪失と同時に原子炉補機冷却機能喪失を想定するが、R C Pシール L O C Aは発生しないことから 1 次冷却系は高圧で維持される。

事象発生後の 1 分後にタービン動補助給水ポンプが自動起動することで蒸気発生器の保有水量は回復し、事象発生後の 40 分後に主蒸気大気放出弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、1 次冷却系を減温、減圧することで、事象発生後の約 71 分後に蓄圧注入系が作動する。事象発生後の約 13 時間後に 1 次冷却材圧力が約 1.7MPa[gage]に到達した段階でその状態を維持する。代替交流電源確立の 10 分後にアキュムレータの出口弁を閉止した後、さらに 10 分後に 2 次冷却系強制冷却を再開する。事象発生後の約 25 時間後に、1 次冷却材圧力が 0.83MPa[gage]に到達した段階で、1 次冷却材ポンプ封水戻りラインに設置されている逃がし弁が吹き止まることで、R

C P シール部からの漏えいは停止し、事象発生の約 26 時間後に 1 次冷却材圧力が約 0.7MPa[gage]に到達する。

(b) 評価項目等

燃料被覆管温度は第 7.1.2.36 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。

1 次冷却材圧力は第 7.1.2.28 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍(20.59MPa[gage])を下回る。

また、R C P シール部からの漏えいが停止するまでに原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであり、第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図に示す「全交流動力電源喪失（R C P シール L O C A が発生する場合）」の原子炉格納容器圧力及び温度の最高値である約 0.180MPa[gage]及び約 110℃に比べて厳しくならないことから、原子炉格納容器最高使用圧力(0.261MPa[gage])及び最高使用温度（122℃）を下回る。

第 7.1.2.28 図及び第 7.1.2.29 図に示すとおり、事象発生の約 26 時間後に高温の停止状態になり、安定停止状態に至る。その後も主蒸気大気放出弁を用いた蒸気発生器による炉心冷却を継続することで、安定停止状態を維持できる。

なお、海水系統の復旧により原子炉補機冷却機能の復旧に期待できる場合には、格納容器スプレイ系により格納容器スプレイ再循環運転を行うことで更なる原子炉格納容器圧力及び温度の低下を促進させることが可能である。

7.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運

転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である 2 次冷却系強制冷却操作により 1 次冷却系の減温、減圧率を調整できることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、2 次冷却系強制冷却開始後の 1 次冷却材温度を指標に調整操作を行う 1 次冷却材温度及び圧力の維持、1 次冷却材圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止、アキュムレータ出口弁閉止を起点とする 2 次冷却系強制冷却の再開、1 次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面での熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動力電源喪失では、初期の漏えい量が実機の設計漏えい量となるように入力で調整するため、運転員等操作時間に与える影響はない。一方、Marviken 試験解析の結果から、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について−10%〜+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止等操作の開始が遅くなる。

1 次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る 2 流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時の 1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止等操作の開始が早くなる。

1 次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材圧力を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の開始が早くなる。

蒸気発生器における 1 次側・2 次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2 次冷却系強制冷却による減圧時の 1 次冷却材圧力について最大で 0.5MPa 高く

評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の 1 次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなることから、1 次冷却材温度及び圧力を起点としているアキュムレータ出口弁閉止等操作の開始が早くなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3 試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で 1.6 倍程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で 20℃程度高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で 40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面での熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心水位について最大で 0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。しかし、全交流動力電源喪失では、初期の漏えい量が実機的设计漏えい量となるように入力で調整するため、評価項目となるパラメータに与

える影響はない。一方、Marviken 試験解析の結果から、破断流モデルは二相臨界流での漏えい量について $-10\% \sim +50\%$ の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却操作等による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

1次冷却系における気液分離・対向流に係る流動様式の解析モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、リフラックス凝縮時の蒸気発生器での伝熱が実際よりも小さくなることにより、1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるため、漏えい量が少なくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大

きくなる。

原子炉格納容器における構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係るヒートシンク熱伝達モデル及びヒートシンク内熱伝導モデルは、CVTR Test-3 試験解析の結果から、原子炉格納容器圧力のピーク圧力について最大で 1.6 倍程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について最大で 20℃程度高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.1.2.2 表及び第 7.1.2.3 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び R C P シール部からの漏えい率、標準値として設定している蒸気発生器 2 次側保有水量並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるアキュムレータ初期保有水量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、主蒸気大気放出弁を用いた調整による 1 次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や 1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止等の操作開始が早くなる。

R C P シール部からの漏えい率を最確値とした場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1 次冷却

材温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気大気放出弁を用いた調整による 1 次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や 1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止等の操作開始が遅くなる。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、主蒸気大気放出弁を用いた調整による 1 次冷却材温度及び圧力の目標到達時間や 1 次冷却材温度及び圧力を起点とするアキュムレータ出口弁閉止等の操作開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率が低下することで、1 次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

R C P シール部からの漏えい率を最確値とした場合、解析条件で設定している漏えい率より小さくなるため、1 次冷却系保有水量の低下が抑制され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

蒸気発生器 2 次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より少なくなるため、1 次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなる。このため、1 次冷却系保有水量の低下が大きくなるが、蓄圧注入により炉心の冠水状態は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アキュムレータの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量より多くなるため、アキュムレータ気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う気相部圧力の低下が大きくなることから、1 次冷却系への注水量の観点から厳しくなるが、1 次冷却材圧力約 0.7MPa[gage]到達

による安定状態維持時点の保有水量に対して、アキュムレータによる 1 次冷却系への注水期間中の保有水量が十分多いことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

なお、本重要事故シーケンスよりも原子炉格納容器内に大きなエネルギーが放出される「7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱できることを確認していることから、本重要事故シーケンスでも長期的な除熱は可能であり、このことは第 7.1.2.26 図及び第 7.1.2.27 図でも確認できる。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

2 次冷却系強制冷却は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

1 次冷却材温度及び圧力の維持は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

アキュムレータ出口弁の閉操作は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

2 次冷却系強制冷却再開は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図

に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

恒設代替低圧注水ポンプの起動は、第 7.1.2.5 図及び第 7.1.2.6 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

事象発生を起点とする 2 次冷却系強制冷却開始は、解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合は 1 次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事象発生又はアキュムレータ出口弁閉止を起点とする 2 次冷却系強制冷却による 1 次冷却材温度維持は、運転員の主蒸気大気放出弁の開度調整によるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

アキュムレータ出口弁の閉操作は、1 次冷却材圧力約 1.7MPa[gage]にてアキュムレータ出口弁を閉操作すること及び 1 次冷却材圧力は主蒸気大気放出弁により調整することから評価項目となるパラメータに与える影響はない。

アキュムレータ出口弁閉止後の 2 次冷却系強制冷却再開は、炉心崩壊熱等の不確かさにより 1 次冷却材温度及び圧力の低下が早くなると、主蒸気大気放出弁を用いた調整による目標到達時間が早くなることで操作開始が早くなる。また、本操作は解析上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作時間は早く、このように操作開始が早くなる場合には 1 次冷却系からの漏えい量が少なくなり、1 次冷却系保

有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。一方、冷却材放出における臨界流モデル等の不確かさにより、1次冷却系からの漏えい率が少なくなると主蒸気大気放出弁を用いた調整による目標到達時間が遅くなり、これに伴い操作開始は遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられる。「7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の40分後の2次冷却系強制冷却開始の操作時間余裕を感度解析により確認しており、アキュムレータ出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開も同程度の遅れに対して、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水操作の影響については、アキュムレータ出口弁閉止後の2次冷却系強制冷却再開と同様であり、操作開始が早くなる場合には、炉心への注水のタイミングが早くなることから1次冷却系保有水量の低下が抑制されることで評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、「7.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」において、炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

2次冷却系強制冷却の実施時間に対する時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生後の40分後であるのに対し、事象発生後の60分後に開始する場合の感度解析結果を第7.1.2.43図から第7.1.2.46図に示す。その結果、1次冷却系の減温、減圧が遅くなることで、1次冷却系からの漏えい量が多くなり、1次冷却系保有水