第1.15-1表　有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連

事故シーケンスグループ等		技術的能力審査基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16
		設置許可基準規則／技術基準規則	44条 /59条	45条 /60条	46条 /61条	47条 /62条	48条 /63条	49条 /64条	50条 /65条	51条 /66条	52条 /67条	53条 /68条	54条 /69条	55条 /70条	56条 /71条	57条 /72条	58条 /73条	59条 /74条
		重要事故シーケンス等	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等
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次冷却系からの除熱機能喪失	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	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し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
		外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	－	●	●	●	●	－	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉補機冷却機能喪失	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RCPシールLOCAが発生する事故	－	●	●	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	－	●	●	－	－	●	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	原子炉停止機能喪失	主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－
	ECCS注水機能喪失	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故	－	●	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故	－	－	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
	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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	－	●	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－
運転中の原子炉における重大事故	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	大破断LOCA時に低圧注入機能、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	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	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	－	－	●	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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	－	－	●	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、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	－	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
	水素燃焼	大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故	－	－	－	－	－	－	●	●	●	●	－	－	●	－	●	－
	溶融炉心－コンクリート相互作用	大破断LOCA時に低圧注入機能、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	－	－	－	－	●	●	●	●	●	●	●	－	●	●	●	●
使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故	想定事故1	使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－	●	－
	想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－	●	－	●	－
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	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）	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	－	－	－	●	－	－	－	－	－	●	－	－	●	－	●	－
	全交流動力電源喪失	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	－	－	－	●	●	●	－	－	－	●	●	－	●	●	●	●
	原子炉冷却材の流出	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	－	－	－	●	－	－	－	－	－	●	－	－	●	－	●	－
	反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故	●	－	－	●	－	－	－	－	－	－	－	－	－	－	●	－

第1.15-2表　重要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に至るおそれがある事故）（1/2）

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※
2次冷却系からの除熱機能喪失	・小破断LOCA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 ・DC母線1系列喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・極小LOCA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	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
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	・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RCPシールLOCAが発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 （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）
原子炉補機冷却機能喪失	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故	・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 （全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシーケンスを評価）
原子炉格納容器の除熱機能喪失	・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、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時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

※:（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.15-2表　重要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に至るおそれがある事故）(2/2)

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※
原子炉停止機能喪失	・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機能が喪失する事故	・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機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 （1次系圧力の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧注入機能が喪失する事故 ・極小LOCA時に充てん注入機能又は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
ECCS再循環機能喪失	・大破断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 ・小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、高圧再循環機能が喪失する事故 ・DC母線1系列喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生し、低圧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が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故
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時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※:（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.15-3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）(1/4)

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・SED　・TEW ・SLW　・AED ・TED　・AEW ・SEW	AED	・破断規模の大きい大中破断LOCA（A**）が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水がある（**W）に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・SED　・TEW ・SLW　・AED ・TED　・AEW ・SEW	TED	・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA（S**）、過渡事象（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・補助給水による冷却がない（T**）が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・SED　・TED ・SEI　・SLW ・TEI　・TEW ・SLI　・SEW	TED	・1次系の圧力が高く維持される過渡事象（T**）が、減圧の観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・AEI　・SEI ・SLI　・SEW ・AEW ・SLW	AEW	・事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA（A**）が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 ・原子炉格納容器内の冷却がない（**W）が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEWが最も一番厳しいPDSとなる。
水素燃焼	・TEI　・SEI ・TEW　・SLW ・SED　・SLI ・SEW　・AED ・AEI　・TED ・AEW	AEI	・水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態（**I）のPDSが厳しい。 ・炉心内のZr－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとすることを前提とすると、各PDSで炉心内のZr－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい（A**）が厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
溶融炉心－コンクリート相互作用	・TEI　・TEW ・AED　・AEW ・TED　・AEI ・SLI　・SEW ・SED　・SEI ・SLW	AED	・事象進展が早い大中破断LOCA（A**）が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 ・1次系圧力が低く、溶融物の分散の可能性がない（A**）が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融物の量を多くするため厳しい。 ・原子炉格納容器内に水の持ち込みのない（**D）が、溶融物を冷却せずMCCIを抑制しない観点で厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

PDS:プラント損傷状態

第1.15-3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）(2/4)

補足：PDSの分類記号

事故のタイプと1次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	1次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LOCA）
S	1次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LOCA）
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LOCA）

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、溶融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	ECCS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、溶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破損に至る可能性があるもの。
W	ECCS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、溶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破損に至る可能性があるもの。
I	ECCS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、溶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破損に至る可能性があるもの。
C	ECCS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、溶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、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

第1.15-3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）(3/4)

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	・中破断LOCA時に低圧再循環機能、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 ・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時に低圧注入機能、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※2 （炉心損傷を早め、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる高圧注入系の機能喪失を考慮する。）
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 ・手動停止時に補助給水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 ・外部電源喪失時に補助給水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 （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）
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 ・手動停止時に補助給水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 ・外部電源喪失時に補助給水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 （時間余裕及び要求される設備容量の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:常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた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1.15-3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）(4/4)

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溶融燃料－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 ・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、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※2 （炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。）
水素燃焼	AEI	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環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時に低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 ・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時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 （事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	・中破断LOCA時に低圧再循環機能、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 ・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時に低圧注入機能、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※3 （格納容器内への水の持込みをなくすため、高圧注入系の注入失敗の重畳を考慮する。）

※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:原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、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、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイによる注入を想定する。
※3:常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた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1.15-4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
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※2
原子炉冷却材流出	・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作動等により原子炉へ純水が流入する事故※3

※1：崩壊熱が高く、1次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：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。
※3：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から、原子炉起動時を想定する。

第1.15-5表　2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

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
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
補助給水系機能喪失の判断	・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スパン以下に低下するため補助給水系機能喪失と判断する。	－	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
補助給水系機能喪失時の対応	・電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ機能の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】	－	－
	・電動主給水ポンプ及び蒸気発生器水張ポンプによる蒸気発生器への代替注水を行う。	【蒸気発生器】	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
	・可搬型ディーゼル注入ポンプによる蒸気発生器への代替注水準備を行う。	【可搬型ディーゼル注入ポンプ】	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-5表　2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

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
1次系のフィードアンドブリード運転開始	・主蒸気逃がし弁の自動動作により、すべての蒸気発生器水位が低下し広域水位計指示が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放し、フィードアンドブリード運転を開始する。 ・フィードアンドブリード運転中は、1次系圧力、温度等の監視により炉心の冷却状態を確認する。	主蒸気逃がし弁 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 加圧器逃がし弁	－	蒸気発生器広域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材圧力 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
高圧再循環運転	・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、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、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん／高圧注入ポンプにより再度炉心へ注水し、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 格納容器再循環サンプ 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 加圧器逃がし弁 格納容器再循環サンプスクリーン	－	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
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次系のフィードアンドブリード運転による炉心の冷却を継続する。	【主蒸気逃がし弁】 【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】	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位 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)
余熱除去系による炉心冷却	・1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計(広域)指示177℃以下となり余熱除去系統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統による炉心冷却を開始する。 ・余熱除去系よる炉心冷却を開始後、1次系圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 蓄圧タンク出口弁	－	余熱除去ループ流量 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

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-5表　2次冷却系からの除熱機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

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
1次系のフィードアンドブリード運転停止	・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止しフィードアンドブリード運転を停止する。 ・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 余熱除去冷却器	－	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 余熱除去ループ流量

第1.15-6表　全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(1/5)

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
全交流動力電源喪失	・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への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。	－	－	－
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。 ・主蒸気ライン隔離を行い、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、蒸気発生器細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細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逃がし弁により炉心冷却を行う。	－	－	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 1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力
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。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
早期の電源回復不能判断	・中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は早期の電源回復不能と判断する。	－	－	－
1次冷却材漏えい及び漏えい規模の判断	・1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。 ・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。それ以外は「1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいなし」と判断し処置する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力

第1.15-6表　全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(2/5)

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
1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合の対応	・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
補助給水系機能維持の判断	・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が$80m^3$／h以上確立されていることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	・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原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。 ・隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。	－	－	－
不要直流電源負荷切離し	・直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池(安全防護系用)	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-6表　全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(3/5)

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
蒸気発生器2次側による炉心冷却	・事象発生後30分以内を目安に主蒸気逃がし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1.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示208℃)を目標に減温、減圧を行う。また、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。 ・その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 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 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
不要直流電源負荷切離し(計装用電源負荷切離し)	・大容量空冷式発電機からの受電ができない場合、24時間の直流電源供給を可能とするため、蓄電池(安全防護系用)に加え、蓄電池(重大事故等対処用)を非常用直流母線に接続し、全交流動力電源喪失後、8時間経過すれば不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池(安全防護系用) 蓄電池(重大事故等対処用)	－	－
蓄圧タンク出口弁閉止	・大容量空冷式発電機等により電源が供給されれば、1次冷却材圧力計指示が1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)

第1.15-6表　全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(4/5)

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
蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	・蓄圧タンク出口弁を閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)を目標に、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば1次系温度・圧力を維持する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	・常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば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代替炉心注水を行う。 ・常設電動注入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。 ・常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	－
格納容器内自然対流冷却	・LOCAが発生している場合、長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。 ・海水通水が完了すれば、格納容器内自然対流冷却を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)

第1.15-6表　全交流動力電源喪失における重大事故等対策について(5/5)

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
高圧再循環運転	・格納容器再循環サンプ広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 C充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却) 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
蒸気発生器2次側による炉心冷却の継続	・LOCAが発生していない場合、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。	電動補助給水ポンプ 復水タンク 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	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) 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 補助給水流量 1次冷却材圧力
原子炉補機冷却系の復旧作業	・保修対応要員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、海水ポンプ用電動機予備品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。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表　原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(1/4)

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
プラントトリップの確認	・原子炉補機冷却水ポンプの停止等により原子炉補機冷却機能の喪失を判断し、原子炉の手動停止を行うとともに、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
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電動及び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。	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	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
原子炉補機冷却機能及び制御用空気供給機能の回復操作	・原子炉補機冷却機能の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)及び制御用空気供給機能の回復操作(代替空気供給操作)を行う。	－	－	－
1次冷却材漏えいの判断	・1次系圧力の低下、格納容器内高レンジエリアモニタ指示上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位

第1.15-7表　原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(2/4)

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
1次冷却材喪失事象の兆候がある場合の対応	・常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、炉心損傷防止のために注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	常設電動注入ポンプ 復水タンク 燃料油貯蔵タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)】	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
補助給水系機能維持の判断	・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m³/h以上確立されていることを確認する。	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	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等の閉止	・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原子炉格納容器隔離弁の閉止を行う。また、非常用炉心冷却設備作動信号の発信に伴い、作動する原子炉格納容器隔離弁の閉止を確認する。	－	－	－
蒸気発生器2次側による炉心冷却	・補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、現場での主蒸気逃がし弁の開操作により1次冷却材圧力計指示1.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示208℃)を目標に減温・減圧を行う。また、目標値となれば温度を維持する。 ・その後の蒸気発生器への注水量確保として、取水用水中ポンプ、中間受槽等による復水タンクへの供給を行う。	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 復水タンク補給用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位 1次冷却材圧力

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-7表　原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(3/4)

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
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
蓄圧タンク出口弁閉止及び蒸気発生器2次側による炉心冷却の再開	・1次冷却材圧力計指示1.7MPaであることを確認し、蓄圧タンクの出口弁を閉止する。閉止確認後、1次冷却材圧力計指示0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)を目標に補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を再開し、目標値となれば温度を維持する。	蓄圧タンク出口弁 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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器	－	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	・常設電動注入ポンプの準備が完了し、1次冷却材圧力計指示が0.7MPa(1次冷却材高温側温度計(広域)指示170℃)となれば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代替炉心注水を行う。 ・常設電動注入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。 ・常設電動注入ポンプによる注水流量は、早期に1次系保有水を回復させるように調整する。	常設電動注入ポンプ 燃料取替用水タンク	－	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 原子炉容器水位 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	－

第1.15-7表　原子炉補機冷却機能喪失における重大事故等対策について(4/4)

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
格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転	・長期対策として、移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、C充てん／高圧注入ポンプ及びB余熱除去ポンプへの通水により、格納容器内自然対流冷却及び高圧再循環運転を行う。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、格納容器再循環サンプ広域水位計指示67%以上及び燃料取替用水タンク水位計指示16%到達を確認し、常設電動注入ポンプによる炉心注水から高圧再循環運転へ切り替え、炉心冷却を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 C充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却) 燃料油貯蔵タンク 格納容器再循環サンプスクリーン	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用) 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 ほう酸注入ライン流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
原子炉補機冷却系の復旧作業	・保修対応要員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、海水ポンプ用電動機予備品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。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表　原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

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
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	－	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
1次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇、原子炉格納容器内モニタの上昇により1次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
燃料取替用水タンクの補給操作	・1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
格納容器スプレイ系機能喪失の判断	・格納容器圧力計指示が110kPa以上かつ格納容器スプレイ不動作の場合に格納容器スプレイ系機能喪失と判断する。	－	－	格納容器圧力 格納容器内温度 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表　原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

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
格納容器スプレイ系機能喪失時の対応	・格納容器内自然対流冷却の準備(原子炉補機冷却水サージタンクの加圧操作含む)を行う。	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ A、B格納容器再循環ユニット	窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA) 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)
	・格納容器スプレイ系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【格納容器スプレイポンプ】	－	－
	・蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【主蒸気逃がし弁】 【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) 1次冷却材圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
高圧・低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16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプにより炉心へ注水する高圧・低圧再循環運転に切り替え炉心冷却を継続する。 ・長期対策として、高圧・低圧再循環運転による原子炉冷却を継続的に実施する。	格納容器再循環サンプ 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプスクリーン	－	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-8表　原子炉格納容器の除熱機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

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
格納容器内自然対流冷却	・格納容器圧力計指示が245kPa以上(最高使用圧力)となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。 ・長期対策として、A、B格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ A、B格納容器再循環ユニット	窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器圧力 格納容器内温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA) 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)

第1.15-9表　原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について(1/3)

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
原子炉自動トリップ不能の判断	・事故の発生に伴い、原子炉自動トリップへ移行すべき状態にも係わらず、原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯及び炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動トリップ不能を判断する。 ・原子炉自動トリップ不能時は、手動による原子炉及びタービントリップ並びに原子炉トリップ遮断器の現場開放を実施する。	【原子炉トリップスイッチ】	－	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
多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)の作動確認	・多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)作動によりタービントリップ、主蒸気ライン隔離、タービン動補助給水ポンプ、電動補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。	主蒸気隔離弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 多様化自動作動設備(ATWS緩和設備)	－	蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力 補助給水流量 復水タンク水位
1次系温度の上昇に伴う負の反応度帰還効果の確認	・タービントリップ及び主蒸気ライン隔離による1次系温度の上昇に伴い、負の反応度帰還効果による原子炉出力の低下を確認する。	主蒸気隔離弁	－	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
1次系圧力の上昇抑制の確認	・上昇した1次系圧力が、補助給水ポンプの自動起動及び加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁等の動作により抑制されていることを確認する。	加圧器逃がし弁 加圧器安全弁 主蒸気逃がし弁 主蒸気安全弁 タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器	－	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
緊急ほう酸注入	・緊急ほう酸注入による濃縮操作を実施し、1次冷却材のほう素濃度を上昇させる。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 急速ほう酸補給弁	－	ほう酸タンク水位
ほう酸希釈ラインの隔離	・原子炉補給水流量制御弁「閉」の確認及び1次系補給水ポンプの停止を行うことでほう酸希釈ラインの隔離を実施する。	－	－	－

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-9表　原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について(2/3)

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
加圧器水位維持操作	・燃料取替用水タンクを水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示30%に維持する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク	－	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
原子炉未臨界状態の確認	・「出力領域中性子束計指示が5%未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負」であることを確認し、原子炉が未臨界状態であることを確認する。 ・1次系ほう素濃度のサンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認するとともに、1次系圧力・温度、加圧器水位が安定状態であることを確認する。	－	－	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 加圧器水位 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
1次系降温、降圧	・補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水を確認し、主蒸気逃がし弁及び加圧器スプレイ弁により、1次系の降温、降圧を実施する。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 復水タンク 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁	－	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 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位

第1.15-9表　原子炉停止機能喪失における重大事故等対策について(3/3)

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
余熱除去系による炉心冷却	・長期対策として、1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示177℃以下となり余熱除去系統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継続的に行う。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	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 余熱除去ループ流量

第1.15-10表　ECCS注水機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

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
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	－	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
1次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により1次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ)
燃料取替用水タンクの補給操作	・1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位
高圧注入系機能喪失の判断	・充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、ほう酸注入ライン流量が確認できない場合は、高圧注入系機能喪失と判断する。 ・非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次系強制冷却を行う。	－	－	ほう酸注入ライン流量 燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-10表　ECCS注水機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

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
高圧注入系機能喪失時の対応	・高圧注入系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【充てん／高圧注入ポンプ】	－	－
	・充てん系による注水操作を行う。	【充てん／高圧注入ポンプ】	－	－
	・イグナイタの起動を行う。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	－	－
	・可搬型格納容器水素濃度計測装置の運転準備を行う。	－	【可搬型ガスサンプリング冷却器用ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
イグナイタ動作状況確認	・イグナイタの運転状態を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	－	－
蒸気発生器2次側による炉心冷却	・1次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器2次側による1次系の除熱を行う。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 主蒸気逃がし弁 復水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 蒸気ライン圧力 補助給水流量 復水タンク水位
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。 ・蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPaとなれば蓄圧タンクから1次系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認	・1次系圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。	余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位 原子炉容器水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-10表　ECCS注水機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

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
低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16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。 ・長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 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 余熱除去ループ流量

第1.15-11表　ECCS再循環機能喪失時における重大事故等対策について(1/3)

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
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ 燃料取替用水タンク	－	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
格納容器スプレイ作動状況の確認	・「格納容器スプレイ作動」警報により格納容器スプレイ信号が発信し、格納容器スプレイが作動していることを確認する。	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク	－	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器圧力 格納容器内温度
1次冷却材の漏えいの判断	・加圧器水位・1次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇及び原子炉格納容器内モニタの上昇により1次冷却材の漏えいを判断する。	－	－	加圧器水位 1次冷却材圧力 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）
燃料取替用水タンクの補給操作	・1次冷却材漏えい時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 1.15-11 表 ECCS 再循環機能喪失時における重大事故等対策について(2/3)

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
低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16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転への切替えを実施する。	燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプ 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	－	燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量 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
低圧再循環運転への切替失敗の判断	・余熱除去ポンプトリップ等による運転不能、余熱除去ループ流量が上昇しない又は弁の動作不調により、低圧再循環運転への切替失敗と判断する。	－	－	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
低圧再循環運転への切替失敗時の対応	・低圧再循環機能回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	【余熱除去ポンプ】	－	－
	・代替再循環運転の準備を行う。	格納容器再循環サンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	－	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ狭域水位格納容器再循環サンプ広域水位1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 加圧器水位
	・蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。	【電動補助給水ポンプ】 【タービン動補助給水ポンプ】 【主蒸気逃がし弁】 【蒸気発生器】 【復水タンク】	－	蒸気ライン圧力 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-11表　ECCS再循環機能喪失時における重大事故等対策について(3/3)

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
代替再循環運転による炉心冷却	・代替再循環運転の準備が完了すれば、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環配管（A格納容器スプレイポンプ出口～A余熱除去ポンプ出口タイライン）を使用した代替再循環運転による炉心冷却を開始する。 ・長期対策として、代替再循環運転による炉心冷却を継続的に行う。	格納容器再循環サンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 格納容器再循環サンプスクリーン	－	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 燃料取替用水タンク水位 余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
原子炉格納容器の健全性維持	・長期対策として、B格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ再循環運転により原子炉格納容器の健全性維持を継続的に行う。	格納容器再循環サンプB格納容器スプレイポンプ B格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプスクリーン	－	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位

第1.15-12表　格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時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
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	－	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蓄圧注入系動作の確認	・1次系圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。	蓄圧タンク	－	1次冷却材圧力
余熱除去系統からの漏えいの判断	・余熱除去系統からの漏えいの兆候があり1次系圧力の低下、加圧器水位の低下、排気筒ガスモニタの指示上昇、蒸気発生器関連モニタ指示正常等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
余熱除去系統隔離	・中央制御室での操作にて余熱除去ポンプを全台停止するとともに、燃料取替用水タンク水の流出を抑制するために、燃料取替用水タンクと余熱除去系統の隔離操作を行う。 ・1次系保有水量低下を抑制するために、1次系の減圧操作を開始する前に、1次冷却系統と余熱除去系統の隔離操作を行う。なお、隔離操作については余熱除去両系統とも行う。	－	－	燃料取替用水タンク水位 余熱除去ループ流量
余熱除去系統の隔離失敗の判断	・1次系圧力の低下が継続することで余熱除去系統の隔離失敗と判断する。	－	－	1次冷却材圧力 加圧器水位
燃料取替用水タンクの補給操作	・余熱除去系統の隔離失敗時の対応操作として燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-12表　格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)時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
蒸気発生器2次側による炉心冷却	・中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開し、蒸気発生器2次側による1次系の減温、減圧を行う。 ・蒸気発生器への注水は補助給水ポンプにて行う。	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位
加圧器逃がし弁開放による1次系減圧	・安全注入停止条件確立及び1次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで1次系の減圧を行う。 ・加圧器逃がし弁操作の際は、1次系のサブクール度を確保した段階で実施する。	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
高圧注入から充てん注入への切替え	・安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
蓄圧タンク出口弁閉止	・蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が0.6MPaになれば、蓄圧タンク出口弁を閉止する	蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
現場での余熱除去系統の隔離及び余熱除去系統からの漏えい停止確認	・漏えい側余熱除去ポンプの入口弁(ユニハンドラ弁)を閉止することにより隔離を行い、余熱除去系統からの漏えい停止を確認する。	余熱除去ポンプ入口弁	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度
蒸気発生器2次側を使用した除熱の確認	・補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁開放により蒸気発生器2次側を使用した除熱を継続して行う。	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	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) 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 補助給水流量 復水タンク水位

第 1.15-13 表　格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）時における重大事故等対策について（1/3）

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
プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。	－	－	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
安全注入シーケンス作動状況の確認	・「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。	燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	－	ほう酸注入ライン流量 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力
蒸気発生器細管の漏えいの判断	・蒸気発生器細管漏えい監視モニタ指示上昇、蒸気発生器水位・圧力の上昇及び加圧器水位・圧力の低下にて蒸気発生器伝熱管破損発生の判断及び破損側蒸気発生器を判定する。	－	－	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 加圧器水位 1次冷却材圧力
補助給水ポンプ起動及び補助給水流量確立の確認	・安全注入シーケンス作動等による補助給水ポンプの自動起動及び補助給水流量が確立していることを確認する。	タービン動補助給水ポンプ 電動補助給水ポンプ 蒸気発生器 復水タンク	－	補助給水流量 復水タンク水位 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位
破損側蒸気発生器の隔離	・破損側蒸気発生器の隔離操作として、破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁の閉止、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁の閉止等を行う。	主蒸気隔離弁	－	－
破損側蒸気発生器圧力の減圧継続判断	・破損側蒸気発生器の隔離操作完了後に、破損側蒸気発生器圧力が無負荷圧力（6.93MPa）より低下し、減圧が継続すれば、破損側蒸気発生器圧力の減圧継続を判断する。	－	－	蒸気ライン圧力 1次冷却材圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 加圧器水位
健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却	・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による2次系強制冷却を行う。	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 主蒸気逃がし弁 蒸気発生器 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）補助給水流量 復水タンク水位
燃料取替用水タンクの補給操作	・破損側蒸気発生器圧力の減圧継続時の対応操作として、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 1.15-13 表　格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）時における重大事故等対策について（2/3）

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
加圧器逃がし弁開放による1次系減圧	・安全注入停止条件確立及び1次系からの漏えい量を抑制するため、加圧器逃がし弁を手動開することで1次系の減圧を行う。 ・加圧器逃がし弁操作の際は、1次系のサブクール度を確保した段階で実施する。	加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
蓄圧タンクの隔離	・蓄圧注入による破損側蒸気発生器2次側への漏えい量を抑制するため、安全注入停止条件を満足していることを確認し、1次系圧力が蓄圧タンクの保持圧力（4.04MPa）になる前に蓄圧タンク出口弁を閉止する。	蓄圧タンク出口弁	－	1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域）
高圧注入から充てん注入への切替え	・安全注入停止条件を満足していることを確認し、高圧注入から充てん注入へ切り替える。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	ほう酸注入ライン流量 加圧器水位 燃料取替用水タンク水位
余熱除去系による炉心冷却	・1次冷却材圧力計指示2.7MPa以下及び1次冷却材高温側温度計（広域）指示177℃以下となり余熱除去系統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。	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去ループ流量 加圧器水位 1次冷却材圧力
1、2次系の均圧による破損側蒸気発生器からの漏えい停止	・1次系の減圧操作により1次系と2次系を均圧させ、破損側蒸気発生器からの漏えいを停止する。 ・長期対策として余熱除去系統による炉心冷却を継続的に行う。	加圧器逃がし弁 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	－	1次冷却材圧力 加圧器水位 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 余熱除去ループ流量
1次系のフィードアンドブリード運転	・余熱除去系統が使用不能の場合には、すべての加圧器逃がし弁を手動で開放し、充てん注入によるフィードアンドブリード運転を実施する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク 加圧器逃がし弁 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	加圧器水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） ほう酸注入ライン流量

第 1.15-13 表　格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故）時における重大事故等対策について（3/3）

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
代替再循環運転への切替え	・長期対策として、余熱除去系統が使用不能の場合、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が再循環運転可能水位（67%）に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位72%以上となれば、代替再循環運転に切り替える。代替再循環運転に切り替え後は、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心へ注水することで、継続的な炉心冷却を行う。	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	余熱除去ループ流量 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 加圧器水位

第1.15-14表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について（1/4）

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
事象の発生及び対応処置	・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	－	－	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
1次冷却材喪失事象時の対応	・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について(2/4)

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
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・全交流動力電源喪失時、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、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	－
補助給水系機能維持の判断	・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m³/h以上確立されていることを確認する。 ・全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）も準備する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	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 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	・炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について(3/4)

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
炉心損傷の判断	・炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	－	－	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 1次冷却材高温側温度（広域）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 ・イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	－
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-14表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）における重大事故等対策について(4/4)

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
水素濃度監視	・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	燃料油貯蔵タンク	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について（1/4）

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
事象の発生及び対応処置	・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	－	－	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
1次冷却材喪失事象時の対応	・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象（大破断）」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象（大破断）の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象（大破断）に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 1次冷却材高温側温度（広域） 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について(2/4)

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
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・全交流動力電源喪失時、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、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）	－
補助給水系機能維持の判断	・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m^3/h以上確立されていることを確認する。 ・全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象（小規模）が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）も準備する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）】 窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）	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 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	・炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに、可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について（3/4）

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
炉心損傷の判断	・炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示1×10^{5}mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	－	－	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 1次冷却材高温側温度（広域）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 ・イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	－
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心－コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-15表　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における重大事故等対策について（4/4）

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
水素濃度監視	・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	燃料油貯蔵タンク	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表　水素燃焼における重大事故等対策について(1/4)

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
事象の発生及び対応処置	・LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの動作状況を確認する。 ・その後、格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して発生すれば、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	－	－	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
1次冷却材喪失事象時の対応	・全交流動力電源喪失時に1次冷却材漏えいが重畳して発生した場合に1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない状態であれば「1次冷却材喪失事象(大破断)」と判断する。 ・大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、復水タンクへの供給、使用済燃料ピットへの注水確保及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 ・常設電動注入ポンプ起動準備においては、1次冷却材喪失事象(大破断)の場合は炉心損傷を避けられないとして、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとする。また、1次冷却材喪失事象(大破断)に至らない漏えい又は漏えいがない場合は、炉心損傷防止のために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。炉心注水を行っている間に炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替えるとともに炉心損傷の進展防止及び緩和のため、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転による炉心注水を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 タンクローリ 中間受槽	1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 蒸気ライン圧力 蒸気発生器狭域水位 蒸気発生器広域水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表　水素燃焼における重大事故等対策について(2/4)

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
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・全交流動力電源喪失時、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、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、起動準備が整い次第、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、起動準備が整い次第、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	－
補助給水系機能維持の判断	・補助給水ポンプ起動及び補助給水流量計指示が80m^3/h以上確立されていることを確認する。 ・全交流動力電源喪失状態で1次冷却材喪失事象(小規模)が発生し、補助給水系の機能が喪失している場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として、窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、1次系圧力を2.0MPa以下まで減圧を実施する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)も準備する。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク 加圧器逃がし弁	【可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)】 窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)	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 補助給水流量 1次冷却材圧力
イグナイタ起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置準備	・炉心出口温度計指示が350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入系が機能喪失すれば、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置の起動準備を実施する。また、全交流動力電源喪失時においては、大容量空冷式発電機より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 タンクローリ	1次冷却材高温側温度(広域) 可搬型格納容器水素濃度計測装置

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表　水素燃焼における重大事故等対策について(3/4)

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
炉心損傷の判断	・炉心出口温度計指示350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)指示1×10^{5}mSv/h以上により、炉心損傷と判断する。	－	－	格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ(低レンジ) 1次冷却材高温側温度(広域)
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ動作状況確認	・静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 ・イグナイタ運転にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	静的触媒式水素再結合装置 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 【電気式水素燃焼装置】【電気式水素燃焼装置動作監視装置】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	－
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	・格納容器スプレイ系の機能が喪失している場合は、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心－コンクリート相互作用防止のため、大容量空冷式発電機からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心の冷却については、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却による炉心注水の準備を行い、準備が整い次第、炉心注水を行う。 ・常設電動注入ポンプの水源である燃料取替用水タンクが枯渇するまでに、復水タンクより補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が77%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器圧力計指示が245kPaまで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 復水タンク 【B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ狭域水位 格納容器再循環サンプ広域水位 燃料取替用水タンク水位 復水タンク水位 A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量 原子炉格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-16表　水素燃焼における重大事故等対策について(4/4)

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
水素濃度監視	・炉心損傷と判断すれば、ジルコニウム－水反応等にて発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素濃度計測装置の準備が整い次第、運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。	大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ 可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	可搬型格納容器水素濃度計測装置 【アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率】
格納容器内自然対流冷却	・A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 ・全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水サージタンク 原子炉補機冷却水冷却器 海水ポンプ 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ 窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 原子炉補機冷却水サージタンク圧力(SA)

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-17表　想定事故1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
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	・使用済燃料ピットポンプトリップ等による運転不能により、使用済燃料ピット冷却系の故障を確認した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応	・使用済燃料ピット冷却系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を行う。	－	－	－
	・使用済燃料ピットへの使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	－
	・使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕
使用済燃料ピット温度及び水位の確認	・使用済燃料ピット冷却機能喪失により、使用済燃料ピット温度が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット補給水系故障の判断	・燃料取替用水タンク等(燃料取替用水補助タンク、2次系純水タンク)を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断する。	【燃料取替用水タンク】	－	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット補給水系故障の対応	・使用済燃料ピット補給水系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動等)を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-17表　想定事故1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
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位(NWL)を目安に注水し、通常水位(NWL)到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。 ・以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕

第1.15-18表　想定事故2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
使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断	・使用済燃料ピット水位低下により使用済燃料ピット水位低警報が発信し、使用済燃料ピット出口配管下端まで水位が低下した場合は、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断する。	－	－	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット冷却機能喪失時の対応	・使用済燃料ピット冷却系統の隔離操作を行う。	－	－	－
	・使用済燃料ピットへの使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水準備を行う。	燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	－
	・使用済燃料ピット周辺線量率計の設置及び使用済燃料ピット水位計(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置を行う。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕
使用済燃料ピット温度上昇の確認	・使用済燃料ピット水位の低下により、温度が上昇していることを確認する。	－	－	使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ
使用済燃料ピット補給水系故障の判断	・燃料取替用水タンク等(燃料取替用水補助タンク、2次系純水タンク)を水源として補給操作を行い、使用済燃料ピットの水位上昇が確認できなければ、補給水系の故障と判断する。	【燃料取替用水タンク】	－	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 燃料取替用水タンク水位
使用済燃料ピット補給水系故障の対応	・使用済燃料ピット補給水系の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動等)を行う。	【燃料取替用水タンク】	－	燃料取替用水タンク水位

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-18表　想定事故2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
使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水開始	・使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水準備が完了すれば注水を行う。使用済燃料ピット水位は 使用済燃料ピット出口配管下端水位で維持する。 ・以降、使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピットの水位が維持され、温度が安定していることを確認する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	使用済燃料ピット水位(SA) 使用済燃料ピット温度(SA) 使用済燃料ピット状態監視カメラ 使用済燃料ピット周辺線量率 使用済燃料ピット水位(広域)〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕

第1.15-19表　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)時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
余熱除去系機能喪失の判断	・余熱除去ポンプトリップ等による運転不能又は、余熱除去冷却器による冷却不能を確認した場合は、余熱除去系機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。	—	—	余熱除去ループ流量 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	・原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
余熱除去機能回復操作	・余熱除去機能が喪失した原因を究明するとともに、他の対応処置と並行して、余熱除去機能の回復操作(失敗原因調査、系統構成確認、現場遮断器の状態確認、再起動操作等)を継続する。	【余熱除去ポンプ】	—	—
原子炉格納容器隔離操作	・放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-19表　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)時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
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保	・充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸散により崩壊熱を除去する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位
アニュラス空気浄化ファン起動	・格納容器圧力計指示が22kPaになれば、被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。	アニュラス空気再浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	—	格納容器圧力
代替再循環運転による1次系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心へ注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態にするとともに、炉心冷却を継続する。	格納容器再循環サンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 代替再循環配管 燃料取替用水タンク 充てん／高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプスクリーン ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 1次冷却材圧力

第1.15-20表　全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について(1/3)

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
全交流動力電源喪失の判断	・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への給電に失敗したことを確認し、全交流動力電源喪失と判断する。	—	—	—
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	・原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
早期の電源回復不能判断及び対応準備	・中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗することで早期の電源回復不能と判断し、大容量空冷式発電機、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、使用済燃料ピットへの注水確保、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備及び中央制御室非常用循環系の運転準備を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 取水用水中ポンプ用発電機 復水タンク補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機 中間受槽 タンクローリ	—
燃料取替用水タンクによる炉心注水	・燃料取替用水タンク水の炉心への重力注入が期待できる場合は、優先して実施する。	【燃料取替用水タンク】	—	燃料取替用水タンク水位 加圧器水位
不要直流電源負荷切離し	・直流コントロールセンタの不要直流電源負荷の切離しを行う。	蓄電池(安全防護系用)	—	—

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-20表　全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について(2/3)

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
原子炉格納容器隔離操作	・放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、電源回復後、原子炉格納容器隔離を行う。	—	—	—
炉心注水及び1次系保有水確保操作	・1次系保有水を確保するため、大容量空冷式発電機からの受電が完了し、常設電動注入ポンプの準備が整い次第炉心への注水を行うとともに、B充てん／高圧注入ポンプ自己冷却運転準備を行う。 ・なお、蓄圧タンクによる炉心注水は作業者への安全配慮の観点から実施しない。	大容量空冷式発電機 燃料取替用水タンク 常設電動注入ポンプ 【B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 余熱除去ループ流量 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度 SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	・アニュラス部に水素が滞留することを防止するため、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を実施し、中央制御室非常用循環系を起動する。 ・格納容器圧力計指示が22kPaになれば、アニュラス空気浄化ファンを起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット	窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)	格納容器圧力
格納容器内自然対流冷却	・移動式大容量ポンプ車によるA、B格納容器再循環ユニット、B余熱除去ポンプ等への海水通水により、格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転の準備を行う。 ・格納容器圧力計指示が245kPa以上(最高使用圧力)となれば、格納容器内自然対流冷却を開始する。ただし、A、B格納容器再循環ユニットへの海水通水の準備が完了すれば、通水を開始し格納容器内自然対流冷却を行う。	A、B格納容器再循環ユニット 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-20表　全交流動力電源喪失時における重大事故等対策について(3/3)

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
低圧再循環運転開始	・燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプの水をB余熱除去ポンプからB余熱除去冷却器を経て炉心へ注水する低圧再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。	格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 大容量空冷式発電機 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	余熱除去ループ流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域) 燃料取替用水タンク水位
格納容器内自然対流冷却及び低圧再循環運転	・長期対策として、低圧再循環運転及びA、B格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉の冷却及び原子炉格納容器の除熱を継続的に実施する。	A、B格納容器再循環ユニット 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン B余熱除去ポンプ(海水冷却) 【B余熱除去冷却器】 燃料油貯蔵タンク	移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器圧力 格納容器内温度 可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用) 余熱除去ループ流量 加圧器水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 1次冷却材高温側温度(広域) 1次冷却材低温側温度(広域)
原子炉補機冷却系の復旧作業	・保修対応要員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、海水ポンプ用電動機予備品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。	—	—	—

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第1.15-21表　原子炉冷却材の流出時における重大事故等対策について

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
1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	・原子炉冷却材流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなれば、余熱除去ポンプを停止する。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。	－	－	余熱除去ループ流量
余熱除去機能喪失時の対応	・余熱除去ポンプ回復操作を実施するとともに、原子炉冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。	【余熱除去ポンプ】	－	－
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	・原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
原子炉格納容器隔離操作	・放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。	－	－	－
充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保	・充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸散により崩壊熱を除去する。	ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水タンク水位 格納容器圧力 格納容器内温度
アニュラス空気浄化ファン起動	・格納容器圧力計指示が上昇し22kPaになれば、被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。	アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット	－	格納容器圧力
代替再循環運転による1次系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を継続して実施する。また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上となれば、格納容器再循環サンプからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水を余熱除去系統及び格納容器スプレイ系統に整備しているタイラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替え、低温停止状態とするとともに、炉心冷却を継続する。	充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン 代替再循環配管 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう 燃料油貯蔵タンク	タンクローリ	加圧器水位 1次冷却材圧力 1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水タンク水位 格納容器再循環サンプ広域水位 格納容器再循環サンプ狭域水位 余熱除去ループ流量

【　】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設

第1.15-22表　反応度の誤投入時における重大事故等対策について

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
反応度の誤投入の判断	・1次系の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示上昇、原子炉補給水補給流量積算計の動作音及び可聴計数率計の可聴音間隔が短くなることにより、反応度の誤投入を判断する。 ・なお、停止時中性子束レベルの0.8デカード上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。	－	－	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
原子炉格納容器からの退避指示及び原子炉格納容器エアロックの閉止	・原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバキュエーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。 ・作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、原子炉格納容器エアロックを閉止する。	－	－	－
希釈停止操作	・原子炉補給水補給流量制御弁の「閉」及び1次系補給水ポンプの停止により原子炉補給水補給流量積算計の動作停止を確認する。	－	－	－
ほう酸濃縮操作	・ほう酸ポンプを起動し、ほう酸注入による濃縮を行い、中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示が低下することを確認する。	ほう酸タンク ほう酸ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	－	ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束 中間領域中性子束
未臨界状態の維持確認	・中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率の指示、可聴計数率計の可聴音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。 ・また、ほう素濃度についてもサンプリングにより事象発生前の停止ほう素濃度に戻っていることを確認する。	－	－	中性子源領域中性子束 中間領域中性子束

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（1/19）

1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等			
方針目的	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉を停止させるための設計基準事故対処設備が機能喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、手動による原子炉緊急停止、原子炉出力抑制（自動）、原子炉出力抑制（手動）により原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持する手順等を整備する。また、原子炉の出力抑制を図った後にほう酸水注入により発電用原子炉を未臨界に移行する手順等を整備する。		
対応手段等	フロントライン系故障時	手動による原子炉緊急停止	運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急停止することができない事象（以下「ATWS」という。）が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、中央制御室から手動にて原子炉トリップスイッチにより原子炉の緊急停止を行う。
		原子炉出力抑制（自動）	ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）の作動により主蒸気隔離弁が閉止することで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		原子炉出力抑制（手動）	中央制御室から原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）が自動動作しなかった場合、中央制御室からの手動操作により主蒸気隔離弁の閉止及び補助給水ポンプの起動を行うことで、1次冷却材温度が上昇し減速材温度係数の負の反応度帰還効果により原子炉出力が抑制されたことを確認する。また、加圧器逃がし弁及び加圧器安全弁の動作により1次冷却材圧力が安定し、原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇がないこと、及び補助給水ポンプ、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の動作により1次冷却材温度が安定することで原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性が維持されていることを確認する。
		ほう酸水注入	ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合、原子炉出力の抑制を図った後、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備のほう酸ポンプ、急速ほう酸補給弁及び充てん／高圧注入ポンプによりほう酸タンク水を原子炉へ注入するとともに、希釈による反応度添加の可能性を除去するためにほう酸希釈ラインを隔離する。 化学体積制御系統が使用できない場合は、非常用炉心冷却設備の充てん／高圧注入ポンプ及びほう酸注入タンクにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入し原子炉を未臨界状態へ移行させる。安全注入ラインが使用できない場合は、充てんラインを使用し充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ほう酸注入は燃料取替ほう素濃度になるまで継続する。なお、ほう酸注入を行っている間に制御棒の全挿入に成功した場合は、プラント状態に応じて高温停止又は低温停止のほう素濃度を目標にほう酸注入を継続する。

配慮すべき事項	優先順位	ATWSが発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合は、中央制御室から速やかな操作が可能である原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止を行う。蒸気発生器水位異常低信号による多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）が作動した場合においても、中央制御室から原子炉トリップスイッチにより手動にて原子炉の緊急停止操作を行い、その後、多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）の作動状況の確認を行う。 原子炉トリップスイッチによる原子炉緊急停止ができない場合でかつ多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）が作動しない場合は、手動による原子炉出力抑制を行う。 原子炉トリップに失敗し、原子炉の出力抑制を図った後は、原子炉を未臨界状態とするために化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備によりほう酸注入を行う。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(2/19)

<table>
<tr><td colspan="4">1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、1次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。
また、原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>1次系のフィードアンドブリード</td><td>すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。
2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。
2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</td></tr>
<tr><td>蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</td><td>復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水をA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。

蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。</td></tr>
</table>

対応手段等	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し、タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁を押上げること及びタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。 全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。 ただし、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。
		弁の機能回復（蒸気発生器２次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。
	監視及び制御		原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲（把握能力）を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、復水タンク水位、蒸気発生器水位により確認する 燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	2次冷却系の除熱機能回復を優先し、2次冷却系の除熱機能が回復しない場合は、1次系のフィードアンドブリードを行う。
		サポート系故障時	補助給水の機能が回復していない場合、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る手順等		全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機からの給電により、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間運転を継続させる。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 1次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保		全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。

配慮すべき事項	1次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリードを開始する、すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(3/19)

<table>
<tr><td colspan="4">1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、1次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水、蒸気放出)により発電用原子炉を減圧する手順等を整備する。
また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。
さらに、蒸気発生器伝熱管破損又はインターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td>対応手段等</td><td>フロントライン系故障時</td><td>1次系のフィードアンドブリード</td><td>すべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。
2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。
2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</td></tr>
</table>

対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。 なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。 復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、海水をA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。 蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。
		蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））	直流電源が喪失した場合においてタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場で専用工具を使用し蒸気加減弁を押上げること及び蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。 なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））	主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。 制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ボンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。 直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。
	高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止		炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。
	蒸気発生器伝熱管破損		蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 破損蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器圧力の低下が継続し破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。 1次冷却系減圧後、充てん／高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。
	インターフェイスシステムLOCA		インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん／高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。 1次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、原子炉格納容器外への1次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。 破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。 低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系統による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん／高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による1次系のフィードアンドブリードを行う。

配慮すべき事項	優先順位	サポート系故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。
	復旧に係る手順等		直流電源喪失時、可搬型バッテリ（加圧器逃がし弁）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。全交流動力電源喪失時又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」に整備する。
	主蒸気逃がし弁操作時の留意事項		主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 1次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損を確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	全交流電源喪失及び補助給水失敗時の留意事項		全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。
	環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室から遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。 加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ボンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定し、中央制御室からの操作は少ない回数で目標とする1次冷却材圧力まで減圧する。
	インターフェイスシステムLOCA時の漏えい監視について		インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムLOCA時の内部溢水の影響	専用工具による操作場所及び操作場所への通路部をインターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。
	1次系のフィードアンドブリードの判断基準について	蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリード開始するすべての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。
	作業性	A、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 タービン動補助給水ポンプの蒸気加減弁は、現場において専用工具を用いて弁を持ち上げる単純な操作であり、タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁についても手動ハンドルにより容易に操作でき、専用工具については速やかに操作ができるよう操作場所近傍に配備する。 インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(4/19)

<table>
<tr><td colspan="5">1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器(以下「格納容器」という。)の破損を防止するため、1次冷却材喪失事象が発生している場合は代替炉心注入、代替再循環運転により、1次冷却材喪失事象が発生していない場合は蒸気発生器2次側による炉心冷却により、運転停止中の場合は炉心注入、代替炉心注入、代替再循環運転、蒸気発生器2次側による炉心冷却により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。
また、1次冷却材喪失事象後、炉心が溶融し、溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存した場合において、格納容器の破損を防止するため、格納容器水張りにより発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td rowspan="2">1次冷却材喪失事象が発生している場合</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>代替炉心注入</td><td>非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。
・ A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。
・ 常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ(以下「可搬型注入ポンプ」という。)により淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。

代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早いA格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)を優先し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。</td></tr>
<tr><td>代替再循環運転</td><td>非常用炉心冷却設備である余熱除去ポンプ又は余熱除去冷却器の故障等により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。

再循環運転中に格納容器再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合、炉心の著しい損傷を防止するために余熱除去ポンプ1台の流量を低下させ再循環運転を継続する。再循環運転できない場合は、充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。充てん／高圧注入ポンプの故障等により炉心への注入ができない場合は、代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入を行う。
また、格納容器の破損を防止するために原子炉補機冷却水を使用し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により格納容器内の冷却を行う。
原子炉への注入は、格納容器内水位が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に影響しない上限の高さとなれば停止する。</td></tr>
</table>

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失し、1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで低下しない場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを優先する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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により原子炉格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）を使用する。
		溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合	格納容器水張り	炉心の著しい損傷、溶融が発生した場合、格納容器圧力と温度又は可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット出入口用）の温度差の変化により格納容器内が過熱状態であり原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、格納容器の破損を防止するため格納容器内自然対流冷却を確認するとともに、格納容器スプレイポンプにより残存溶融デブリを冷却し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に影響しない上限の高さまで燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。 格納容器スプレイポンプが使用できない場合は、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へ注水する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。

対応手段等	1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時 サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されている場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 全交流動力電源喪失等により主蒸気逃がし弁が中央制御室から操作できない場合、現場にて手動により主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	炉心注入／代替炉心注入	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合は、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ 充てん／高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 炉心注入、代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、中央制御室で操作可能でありラインアップの容易な充てん／高圧注入ポンプを優先する。次に使用準備時間が早いA格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）を使用し、次に常設電動注入ポンプを使用する。可搬型注入ポンプは使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合、炉心注入又は代替炉心注入により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入後、格納容器再循環サンプに水源を切り替えて、A格納容器スプレイポンプ（RHRS-CSSタイライン使用）及びA格納容器スプレイ冷却器により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。
対応手段等	運転停止中の場合	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	余熱除去設備である余熱除去ポンプの故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。

		サポート系故障時	代替炉心注入	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。常設電動注入ポンプの水源として燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 可搬型注入ポンプにより淡水又は海水を原子炉へ注入する。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、電源が回復しない場合でも注入が可能な多様性拡張設備である燃料取替用水タンクからの重力注入を優先する。並行して、使用準備時間が早く、注入流量が大きい常設電動注入ポンプを準備し、準備が整えば使用する。次にB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）を使用する。可搬型注入ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め可搬型注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、多様性拡張設備を含む他の注入手段がなければ使用する。
			代替再循環運転	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時は、移動式大容量ポンプ車により代替補機冷却水が確保され、大容量空冷式発電機により受電したB余熱除去ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転を行うとともに、移動式大容量ポンプ車を用いた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により原子炉格納容器内を冷却する。 原子炉補機冷却機能喪失時に代替再循環運転に使用する機器の優先順位は、多様性拡張設備であるが使用準備時間が早いA余熱除去ポンプ（空調用冷水）を優先し、次にB余熱除去ポンプ（海水冷却）を使用する。
対応手段等	運転停止中の場合	サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源喪失時又は原子炉補機冷却機能喪失時に1次冷却系統に開口部がない場合は、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保された場合は、現場にて主蒸気逃がし弁を手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 主蒸気逃がし弁による2次系冷却の効果がなくなり、余熱除去設備が使用できない場合において、低温停止に移行する場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードを行う。なお、蒸気発生器への注水は電動補助給水ポンプにより復水タンク水を注水する。
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	優先順位	フロントライン系故障時	非常用炉心冷却設備である充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの故障等により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環運転を実施し、原子炉を冷却する。

			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により原子炉への注入機能が喪失した場合、代替炉心注入により原子炉へ注入し、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
		格納容器隔離弁の閉止		全交流動力電源喪失時、1次冷却材ポンプ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により、1次冷却材ポンプシール部から1次冷却材が漏えいする恐れがあるため、1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等を閉止する。 隔離は、大容量空冷式発電機により電源が確保されれば、中央制御室にて1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁を閉止し、非常用炉心冷却設備作動信号が発信する場合は、作動する格納容器隔離弁の閉止を確認する。 なお、隔離弁等の電源が回復していない場合は、現場にて閉止する。
		常設電動注入ポンプの注入先について		全交流動力電源喪失と1次冷却材漏えい事象が重畳した場合の常設電動注入ポンプの注入先については、1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下しない場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入とする準備を行い、大容量空冷式発電機より受電すれば、代替炉心注入を行う。また、対応途中で、事象が進展し炉心損傷と判断すれば、注入先を格納容器スプレイへ変更を行うとともに、その後、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）により代替炉心注入を行う。
		残存デブリ冷却時の1次冷却材圧力監視について		原子炉圧力容器内に溶融デブリが残存していると判断した場合、炉心冠水操作を実施する際は1次冷却材圧力を監視する。1次冷却材圧力が格納容器圧力より高い場合は溶融デブリの冷却が阻害される場合があるため、加圧器逃がし弁を開弁し原子炉内と原子炉格納容器を均圧させる。
配慮すべき事項	1次冷却材喪失事象が発生している場合	残存デブリ冷却時の注水量について		格納容器への注水量は、格納容器水位監視装置、SA用低圧炉心注入及びスプレイ積算流量計、A格納容器スプレイ冷却器出口積算流量計、燃料取替用水タンク水位の収支により把握する。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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に影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、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を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。
		炉心損傷後の再循環運転について		炉心が損傷した場合、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に加え格納容器スプレイポンプによる再循環運転を行う場合は、格納容器圧力及び格納容器内高レンジエリアモニタ等により、格納容器圧力の推移及び炉心損傷度合いを監視し、再循環運転を実施した場合の格納容器圧力低減効果、ポンプ及び配管の周辺線量上昇による被ばく等の影響を評価し、実施の可否を検討する。

		再循環不能時の格納容器内の冷却		代替再循環運転による格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入できない場合、余熱除去系統-格納容器再循環弁（外隔離弁）の開不能により再循環運転に移行できない場合又は、格納容器再循環サンプスクリーンが閉塞した場合は、充てん／高圧注入ポンプ等により燃料取替用水タンク水を炉心へ注入するとともに、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により格納容器内を冷却する。格納容器内自然対流冷却ができない場合は、格納容器スプレイを実施する。
	運転停止中の場合	優先順位	フロントライン系故障時	運転停止中に余熱除去設備の故障等により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を優先する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、炉心注入又は代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
			サポート系故障時	全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により崩壊熱除去機能が喪失した場合でかつ1次冷却系統に開口部がない場合は、蒸気発生器2次側による炉心冷却を実施する。 蒸気発生器2次側による炉心冷却ができない場合は、代替炉心注入による炉心冷却を行い、格納容器再循環サンプが再循環可能水位となれば、代替再循環を実施し、原子炉を冷却する。
配慮すべき事項	運転停止中の場合	原子炉格納容器内からの退避		運転停止中において、全交流動力電源喪失等により余熱除去冷却系の機能が喪失した場合又は原子炉冷却材が流出した場合、燃料取替用水タンクの保有水を充てん／高圧注入ポンプ等にて原子炉へ注入し開放中の加圧器安全弁から原子炉格納容器内へ蒸散させることにより原子炉を冷却する。この場合は、原子炉格納容器内の雰囲気悪化から原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。 また、運転停止中に1次冷却材系統の希釈事象が発生し、中性子源領域中性子束が上昇した場合は、臨界になる可能性があるため原子炉格納容器内の作業員を守るために作業員を退避させる。
	復旧に係る手順等			全交流動力電源が喪失した場合は、設計基準対処設備に代替電源からの給電により起動及び十分な期間の運転を継続させる。
	作業性			常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）の補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。 可搬型注入ポンプによる原子炉への注入に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。

	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）へ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(5/19)

1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等			
方針目的			設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、蒸気発生器2次側による炉心冷却、格納容器内自然対流冷却、代替補機冷却により最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順等を整備する。
対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、電動補助給水ポンプを優先して使用し、電動補助給水ポンプが使用できなければタービン動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に1次冷却材喪失事象が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替補機冷却	原子炉補機冷却水ポンプの故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車によりC充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
	サポート系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合にタービン動補助給水ポンプ又は大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプにより復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。蒸気発生器への注水が確保されれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開とし、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。 補助給水ポンプについては、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用し、タービン動補助給水ポンプが使用できなければ、大容量空冷式発電機より受電した電動補助給水ポンプを使用する。
		格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。

対応手段等	サポート系故障時	代替補機冷却	全交流動力電源が喪失し、最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に中央制御室からディーゼル発電機が起動できず早期の電源回復不能と判断した場合、移動式大容量ポンプ車によりC充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプの補機冷却水として海水を通水することにより各補機の機能回復を図る。
配慮すべき事項	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。
	主蒸気逃がし弁現場操作時の環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合に現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から使用可能であれば多様性拡張設備である窒素ボンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はサーベイメータを携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により電動補助給水ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(6/19)

<table>
<tr><td colspan="5">1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="3">炉心損傷前</td><td rowspan="2">フロントライン系故障時</td><td>格納容器内自然対流冷却</td><td>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、又は格納容器スプレイ再循環運転時に格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合、及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">サポート系故障時</td><td>代替格納容器スプレイ</td><td>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合に1次冷却材喪失事象(大破断)が発生し格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td>格納容器内自然対流冷却</td><td>全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。</td></tr>
</table>

対応手段等	炉心損傷後	フロントライン系故障時	格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器スプレイ作動圧力設定値以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器内への注水ができない場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
			代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器スプレイポンプによる格納容器への注水ができない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		サポート系故障時	代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し格納容器圧力が最高使用圧力以上かつ格納容器への注水ができない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
			格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失が発生し格納容器内の冷却機能が喪失し原子炉補機冷却水が喪失した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
配慮すべき事項	優先順位			炉心損傷前及び炉心損傷後のフロントライン系故障時は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器内の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、代替格納容器スプレイよりも格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、サポート系故障時の格納容器内自然対流冷却では移動式大容量ポンプ車を使用するため準備に時間がかかることから、使用を開始するまでの間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを使用する。
配慮すべき事項	格納容器内冷却	水素濃度		炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。

	格納容器内冷却	注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。 残存デブリの影響を防止するための格納容器への注水量は、残存デブリを冷却し、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に影響しない上限の高さまでとし、注水後も残存デブリの冷却が必要な場合は、さらに、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を阻害しない高さまで格納容器内へ注水する。
	放射性物質濃度低減		炉心損傷後において、代替格納容器スプレイ手段を用いて格納容器へスプレイすることにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるとともに粒子状の放射性物質の除去により放射性物質の濃度を低減する。格納容器再循環ユニットによる冷却で対応している場合において、格納容器圧力が十分低下しない等により放射性物質濃度低減が必要な場合は、代替格納容器スプレイを同時に実施することにより、格納容器内冷却と放射性物質濃度の低下を図る。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給		可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約147kℓ、2基）を管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(7/19)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等			
方針目的	炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手順等を整備する。		
対応手段等	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器内へスプレイする。
		格納容器内自然対流冷却	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動圧力設定値以上の場合、原子炉補機冷却水系統の沸騰防止のため原子炉補機冷却水サージタンクを窒素ボンベにより加圧し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内の冷却機能が喪失し、格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下せず最高使用圧力以上の場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	格納容器内自然対流冷却	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、移動式大容量ポンプ車を設置、接続し、A、B格納容器再循環ユニット冷却状態監視のための可搬型温度計測装置を取付け後、A、B格納容器再循環ユニットに海水を通水することにより格納容器内自然対流冷却を行う。原子炉補機冷却水通水後、可搬型温度計測装置によりA、B格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を確認し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を監視する。
		代替格納容器スプレイ	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器圧力が最高使用圧力以上の場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へスプレイする。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
配慮すべき事項	優先順位	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合は、格納容器圧力及び温度を低下させる効果が最も大きい格納容器スプレイを優先する。次に、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却の準備の間に、格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。

	優先順位	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合は、継続的な冷却実施の観点及び格納容器の重要機器及び重要計器の水没を未然に防止する観点から、格納容器内自然対流冷却を優先する。ただし、格納容器内自然対流冷却は移動式大容量ポンプ車を使用するための準備に時間を要することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力以上に達した場合は代替格納容器スプレイを行う。
	格納容器内冷却	水素濃度	炉心損傷後の原子炉格納容器減圧操作については、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から50kPaに達すれば停止する手順とすることで、100%のZr-水反応時の水素発生量を仮定した場合でも、大規模な水素燃焼の発生を防止することとする。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素濃度計測装置で計測される水素濃度(ドライ)により継続的に監視を行う運用として、測定による水素濃度が8vol%(ドライ)未満であれば減圧を継続する。
		注水量の管理	格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器を水没させない上限の高さに達すれば格納容器スプレイを停止し、格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。また、原子炉補機冷却水系統と海水系統を接続するディスタンスピース及び代替格納容器スプレイに使用する常設電動注入ポンプの水源確保に係るディスタンスピース取替えについても速やかに作業ができるよう、作業場所近傍に使用工具を配備する。 格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイにおける現場への移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。
	電源確保		全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
配慮すべき事項	燃料補給		移動式大容量ポンプ車への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(8/19)

<table>
<tr><td colspan="5">1.8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="4">炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器スプレイ及び代替格納容器スプレイにより、溶融し原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却することにより、溶融炉心－コンクリート相互作用(MCCI)の抑制及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリへの接触を防止する手順等を整備する。
また、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、炉心注入及び代替炉心注入により、原子炉を冷却する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="4">対応手段等</td><td rowspan="3">原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却</td><td rowspan="2">交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全</td><td>格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、格納容器スプレイポンプを停止し、その後は水位を維持する。</td></tr>
<tr><td>代替格納容器スプレイ</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合に格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器内への注水機能が喪失し、溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失</td><td>代替格納容器スプレイ</td><td>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合に溶融炉心を冠水するために十分な水位がない場合、大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を格納容器へ注水する。溶融炉心を冠水するために十分な水位が確保された場合は、常設電動注入ポンプを停止し、その後は水位を維持する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。</td></tr>
<tr><td>溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止</td><td>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全</td><td>炉心注入</td><td>炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。
・ 充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。
・ 充てん／高圧注入ポンプにより充てんラインを使用して、燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。</td></tr>
</table>

対応手段等	溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止	交流動力電源及び原子炉補機冷却機能 健全	代替炉心注入	炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。
		全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能 喪失	代替炉心注入	全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失し炉心の著しい損傷が発生した場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、以下の手順により燃料取替用水タンク水等を原子炉へ注入する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電したB充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)により燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。 ・ 大容量空冷式発電機により受電した常設電動注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を原子炉へ注入する。燃料取替用水タンクが使用できない場合は、復水タンクを使用する。 代替炉心注入に使用する補機の優先順位は、B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)を優先する。次に代替格納容器スプレイを行っていなければ常設電動注入ポンプを使用する。
配慮すべき事項	優先順位	原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、格納容器の下部に落下した溶融炉心を冷却する手段の優先順位は、格納容器スプレイを優先し、次に代替格納容器スプレイを使用する。
		溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止		交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合、溶融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止する手段の優先順位は、注入流量が大きいものから順に、充てん／高圧注入ポンプ又は余熱除去ポンプにより高圧又は低圧注入ラインを用いた炉心注入、A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入、充てん／高圧注入ポンプによる充てんラインを用いた炉心注入、常設電動注入ポンプによる代替炉心注入とする。
	原子炉下部キャビティの水位監視			溶融炉心冷却のための原子炉下部キャビティ水位を監視するため、格納容器への注水時は原子炉下部キャビティ水位監視装置の動作を確認する。

配慮すべき事項	常設電動注入ポンプの注入先について	全交流動力電源喪失時に1次冷却材喪失事象（大破断）が同時に発生した場合は、炉心損傷に至る可能性があり、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとし、原子炉下部キャビティに注水する。その後、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。 また、常設電動注入ポンプにより原子炉へ注入を実施している際に炉心損傷が発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入から格納容器スプレイへ切り替え、原子炉下部キャビティに注水する。その後、B充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注入を行い、炉心を冷却する。
	作業性	常設電動注入ポンプの水源確保及びB充てん／高圧注入ポンプの補機冷却水確保に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により常設電動注入ポンプ及びB充てん／高圧注入ポンプへ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(9/19)

1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等			
方針目的			炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内に水－ジルコニウム反応及び水の放射線分解により水素が放出された場合に、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な水素濃度低減、水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器内の水素濃度を低減させるために設置している静的触媒式水素再結合装置の動作状況を、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の指示値を確認する。
		電気式水素燃焼装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系機能が喪失した場合、電気式水素燃焼装置を速やかに起動する。全交流動力電源が喪失している場合は、代替電源設備からの給電後速やかに電気式水素燃焼装置を起動する。電気式水素燃焼装置の動作状況を、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度指示上昇により確認する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、電気式水素燃焼装置動作監視装置の指示値を確認する。
	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置	炉心出口温度計指示が350℃に到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系機能が喪失した場合、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を計測し監視する。 全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が喪失した場合は、代替電源設備からの給電後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の系統構成を行い、可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ及び可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置を起動し、計測準備ができれば格納容器内の水素濃度を測定し監視する。直流電源が喪失した場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型格納容器水素濃度計測装置の指示値を確認する。
配慮すべき事項	可搬型格納容器水素濃度計測装置		可搬型格納容器水素濃度計測装置は共用設備であるため、1号機、2号機が同時被災した場合は、格納容器内の水素濃度計測を約5分ごとに交互に実施する。切替えに当たっては、都度パージ操作を行う。 他号炉に悪影響を及ぼさないよう、汚染度の大きい格納容器のサンプルガスを汚染度の小さい格納容器に流入させないように、放射性物質と水素を含むサンプルガスのパージ先となる格納容器を選択する。なお、号炉間をまたぐパージの際に、格納容器の自由体積に対してサンプルガスの流量は十分小さいため悪影響は及ぼさない。
	作業性		格納容器内の水素濃度監視に係る可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置等の接続については、速やかに作業できるように作業場所近傍に使用工具を配備する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備により水素濃度低減に使用する設備及び水素濃度監視に使用する設備に給電する。給電する手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（10/19）

1.10　水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等		
方針目的		炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素が原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）内に放出され、格納容器から格納容器周囲のアニュラスに漏えいした場合にも、水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するため、アニュラス内の水素排出及び水素濃度監視を行う手順等を整備する。
対応手段等	水素排出	安全注入信号が発信した場合に、アニュラス空気浄化ファンを運転し、アニュラスからアニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット、アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニットを通して屋外へ排気されることを、アニュラス内圧力の低下にて確認する。 全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合にも、アニュラス空気浄化系の弁に窒素ボンベ（アニュラス空気浄化ファン弁用）から窒素を供給し系統構成を行い、代替電源設備である大容量空冷式発電機から給電した後、Bアニュラス空気浄化ファンを運転する。
	水素濃度監視	炉心の損傷を判断した場合、アニュラス内の水素濃度を、格納容器内の水素濃度及び格納容器からアニュラスへの漏えい率により推定し監視する。 可搬型格納容器水素濃度計測装置を用いた格納容器内水素濃度の測定を行い、炉心損傷判断からの経過時間、格納容器内水素濃度の測定値並びに格納容器内高レンジエリアモニタB（高レンジ）及びアニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計の線量率の比により推定したアニュラスへの漏えい率の関係図から格納容器水素濃度の推移を推定し、アニュラス内の水素濃度を推定する。 アニュラス内の放射線量の推定は、多様性拡張設備である格納容器排気筒ガスモニタが使用可能であれば、アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計よりも優先使用する。
配慮すべき事項	アニュラス内水素濃度計	多様性拡張設備であるアニュラス水素濃度計測装置は、炉心損傷後の高放射線下及び高温下では指示値に影響があることから参考値として扱う。 アニュラス水素濃度計測装置の指示値を参考にする場合は、計測器の環境特性を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合は、代替電源設備によりアニュラス空気浄化設備に給電する。給電する手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（11/19）

<table>
<tr><td colspan="3">1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="2">使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料ピット」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料ピットからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が低下した場合、使用済燃料ピット内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため使用済燃料ピットへの注水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料ピットの水位が異常に低下した場合、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため使用済燃料ピットへのスプレイ、使用済燃料への放水、使用済燃料ピットの監視を行う手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td>使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水</td><td>使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生し、使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。

使用済燃料ピットへの注水に使用する補機の優先順位は、注水までの所要時間が短い多様性拡張設備である燃料取替用水タンク等を優先する。使用済燃料ピット補給用水中ポンプは、使用準備に時間を要することから、予め使用済燃料ピット補給用水中ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、燃料取替用水タンク等の注入手段がなければ使用する。</td></tr>
<tr><td>使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水</td><td>使用済燃料ピットから大量の水の漏えいが発生し使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。
・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへスプレイする。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。
使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
・ 燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。</td></tr>
</table>

対応手段等	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時、又は使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時、常設設備である使用済燃料ピット水位計（SA）、使用済燃料ピット温度計（SA）及び使用済燃料ピット状態監視カメラにより使用済燃料ピットの監視を行う。また使用済燃料ピットポンプが全台停止又は使用済燃料ピット温度が65℃を超える場合又は使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下した場合、可搬型設備である使用済燃料ピット水位計（広域）（使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む）、使用済燃料ピット周辺線量率計の運搬、設置及び接続を行い、使用済燃料ピットの監視を行う。 使用済燃料ピットの監視は、常設設備により行うが、計器の計測範囲を超えた場合は、可搬型設備の計器を用いることで変動する可能性のある範囲を、各計器がオーバーラップして監視する。直流電源が喪失している場合は、代替電源設備から給電されていることを確認後、可搬型設備の指示を確認する。 使用済燃料ピット周辺線量率計は、あらかじめ複数の設置場所での線量率の相関（減衰率）関係を評価し、各設置場所間での関係性を把握し、指示値の傾向を確認することで使用済燃料ピット区域の空間線量率を推定する。 使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムは、使用済燃料ピットエリアモニタ、使用済燃料ピット周辺線量率計及び使用済燃料ピット状態監視カメラの耐環境性向上のため、空気を供給し冷却を行う。
配慮すべき事項	作業性	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように使用済燃料ピット補給用水中ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。 可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプによる使用済燃料ピットへのスプレイに係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように可搬型電動低圧注入ポンプ、可搬型ディーゼル注入ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。
	電源確保	全交流動力電源又は直流電源が喪失した場合に、使用済燃料ピットの状態を監視するため、代替電源設備により使用済燃料ピット監視計器へ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。 可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ又は移動式大容量ポンプ車の給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（12/19）

<table>
<tr><td colspan="4">1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合において、大気への拡散抑制、海洋への拡散抑制により、原子炉施設外への放射性物質を抑制する手順等を整備する。
また、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合に、航空機燃料火災への泡消火により、火災に対応する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td rowspan="2">炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損</td><td>大気への拡散抑制</td><td>炉心出口温度350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が1×10^{5}mSv/h以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。</td></tr>
<tr><td>海洋への拡散抑制</td><td>原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。
放射性物質吸着剤の設置は、1号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、2号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号炉側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。
シルトフェンスの設置は、1号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、2号機の原子炉格納容器及びアニュラス部が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号炉のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。</td></tr>
<tr><td>使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷</td><td>大気への拡散抑制</td><td>使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端以下まで低下し、かつ水位低下が継続する場合、以下の手段により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へスプレイ又は放水する。
・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ淡水又は海水をスプレイする。水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から、使用可能な淡水がない場合は海水を使用する。
使用するポンプの優先順位は、可搬型電動低圧注入ポンプを優先する。次に、可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
・ 燃料取扱建屋の損壊又は使用済燃料ピットエリアモニタの指示上昇により燃料取扱建屋に近づけない場合、スプレイよりも射程距離が大きい移動式大容量ポンプ車及び放水砲により海水を燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。</td></tr>
</table>

対応手段等	使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷	海洋への拡散抑制	燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水し、放水による放射性物質を含む汚染水が発生する場合、雨水排水処理装置の集水ピットを汚染水が通過することにより放射性物質を吸着する網目状のマット内に軽石状の吸着剤を敷き詰めた放射性物質吸着剤を設置するとともに、小型船舶を用いてシルトフェンスを設置する。要員に余裕があれば、放射性物質吸着剤を追加設置する。 放射性物質吸着剤の設置は、1号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、南側雨水排水処理装置の集水ピットを優先し、2号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置の集水ピットを優先する。その後他号機側の雨水排水処理装置の集水ピットへ放射性物質吸着剤を設置する。 シルトフェンスの設置は、1号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば、放水口付近のシルトフェンスを優先し、2号機の使用済燃料ピット内燃料体等が損傷あるいは損傷すると判断すれば北側雨水排水処理装置放水箇所付近のシルトフェンスを優先する。その後他号機のシルトフェンスを設置し、最後に防波堤付近のシルトフェンスを設置する。
	航空機燃料火災への泡消火		原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災が発生した場合、泡消火薬剤を接続後、移動式大容量ポンプ車、放水砲により、海水を使用し航空機燃料火災へ泡消火を実施する。 移動式大容量ポンプ車及び放水砲の準備が完了するまで多様性拡張設備である化学消防自動車や小型放水砲により、アクセスルートの確保、要員の安全確保、航空機燃料の飛散による延焼拡大防止のために泡消火を実施する。
配慮すべき事項	操作性		放水砲による放水については、噴射ノズルを調整することで放水形状を直線状又は噴霧状に調製でき、直線状にするとより遠くまで放水できるが、噴霧状とすると直線状よりも放射性物質の抑制効果があることから、なるべく噴霧状を使用する。 原子炉格納容器の損壊箇所が確認できる場合は、放水砲の噴射位置を原子炉格納容器損壊部に調整するが、確認できない場合は格納容器頂部へ調整する。 放水砲は、最も効果的な方角から原子炉格納容器又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）に向けて放水する。
	作業性		移動式大容量ポンプ車による大気への拡散抑制又は航空機燃料火災への泡消火に係る可搬型ホース等の取付けについては速やかに作業ができるように移動式大容量ポンプ車の保管場所に使用工具及び可搬型ホースを保管する。
	燃料補給		移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプへの給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。燃料を補給する手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(13/19)

<table>
<tr><td colspan="4">1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">設計基準事故の収束に必要な水源である燃料取替用水タンク、復水タンク等とは別に重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を有する水源として、宮山池、海水等を確保する。
設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を供給するため、代替水源から中間受槽への供給、蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給、炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給、格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転、使用済燃料ピットへの水の供給、使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び燃料取扱建屋(使用済燃料ピット内燃料体等)への放水について手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="3">対応手段等</td><td>代替水源から中間受槽への供給</td><td></td><td>重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)のための必要な水源である復水タンク、炉心注入及び格納容器スプレイのための必要な水源である燃料取替用水タンク、使用済燃料ピット内燃料体等の冷却に必要な使用済燃料ピットへの供給がそれぞれ必要になった場合、宮山池又は海水(取水ピット、取水口)を水源として取水用水中ポンプ、可搬型ホースにより中間受槽へ水を供給する。

中間受槽への供給には水質のよい淡水を優先して使用する。多様性拡張設備である2次系純水タンク等を優先して使用する。上記のタンクが使用できなければ宮山池を使用し、宮山池から取水が不可であれば海水を使用する。海水を使用する際、取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給</td><td>復水タンクへ供給ができない場合の代替手段</td><td>重大事故等により、蒸気発生器2次側への注水手段の水源となる復水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心を冷却する。
・ 燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより炉心へ注水し、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。
・ A、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ海水を直接供給し蒸気発生器への注水により、原子炉を冷却する。</td></tr>
<tr><td>復水タンクへの供給</td><td>重大事故等が発生し、蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)中に復水タンクへの供給が必要な場合、復水タンク補給用水中ポンプにより淡水又は海水を復水タンクへ供給する。復水タンクへ供給する優先順位は、多様性拡張設備である2次系純水タンクを使用し、中間受槽の使用準備が整えば、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池から使用し、使用する淡水がなければ海水を使用する。</td></tr>
</table>

対応手段等	炉心注入及び格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクへ供給ができない場合の代替手段	重大事故等により、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給ができない場合、以下の手段により、炉心又は原子炉格納容器を冷却する。 ・ 復水タンクを水源とした常設電動注入ポンプにより代替炉心注入又は代替格納容器スプレイにより炉心又は原子炉格納容器を冷却する。 ・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより淡水又は海水を中間受槽を経由して原子炉へ注入する。使用するポンプは可搬型電動低圧注入ポンプを優先して使用し、可搬型電動低圧注入ポンプが使用できなければ可搬型ディーゼル注入ポンプを使用する。
		燃料取替用水タンクへの供給	重大事故等が発生し、炉心注入及び格納容器スプレイの水源となる燃料取替用水タンクへの供給が必要な場合、又は1次冷却材配管大破断が発生し、安全注入、蓄圧注入動作を確認した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ水を供給する。 燃料取替用水タンクへの供給の優先順位は、ほう酸水が供給可能な多様性拡張設備である1次系純水タンク及びほう酸タンク等を優先して使用し、次に純水である復水タンクを使用する。
	格納容器再循環サンプを水源とした代替再循環運転		格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転において、余熱除去ポンプの故障等により、原子炉への注入機能が喪失した場合、以下の手順により格納容器再循環サンプ水を原子炉へ注入する。 ・ A格納容器スプレイポンプ及び格納容器スプレイ冷却器による代替再循環運転により原子炉へ注水する。 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失した場合は移動式大容量ポンプ車により補機冷却機能を回復させ、B余熱除去ポンプ（海水冷却）、又はB余熱除去ポンプ（海水冷却）及びC充てん／高圧注入ポンプ（海水冷却）による代替再循環運転により原子炉へ注水する。
	使用済燃料ピットへの水の供給		使用済燃料ピットの注水、冷却機能喪失又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合、使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより淡水又は海水を使用済燃料ピットへ注水する。使用する水源は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水である宮山池を使用し、使用する淡水がなければ、海水を使用する。
	使用済燃料ピットからの大量の漏えい発生時の使用済燃料ピットへのスプレイ及び放水		使用済燃料ピットの大量漏えいが発生し、使用済燃料ピットへの注水操作を実施しても水位が回復しない場合は、以下の手段により使用済燃料ピットへスプレイ又は燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ放水する。 ・ 可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダにより淡水又は海水を中間受槽を経由して使用済燃料ピットへスプレイする。 ・ さらに、燃料取扱建屋の損壊等により燃料取扱建屋に近づけない場合は、移動式大容量ポンプ車及び放水砲により、燃料取扱建屋（使用済燃料ピット内燃料体等）へ海水を放水する。なお、海水を使用する際、取水箇所は取水ピットを優先し、取水ピットが使用できなければ取水口を使用する。

対応手段等	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	炉心出口温度350℃以上かつ格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）が1×10^{5}mSv/h以上となり、原子炉格納容器へのスプレイが確認できない場合、移動式大容量ポンプ車、放水砲により海水を原子炉格納容器及びアニュラス部へ放水する。
配慮すべき事項	作業ルート確保	構内のアクセス状況を考慮して取水源から送水先へ可搬型ホースを布設し、移送ルートを確保する。
	切替性	当初選択した水源から送水準備が完了後、引続き次の水源からの送水準備を開始し、最終的には宮山池、海水（取水ピット、取水口）から供給することで水の供給が中断することがなく、重大事故等の収束に必要となる十分な量の水を確保する。 淡水又は海水から復水タンクへの補給操作により、継続的な蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）を成立させるため、復水タンクの水量を約640m^{3}以上に管理する。 淡水又は海水から燃料取替用水タンクへの補給操作により、継続的な炉心注入、格納容器スプレイ、代替炉心注入及び代替格納容器スプレイを成立させるため、燃料取替用水タンクの水量を約1,677m^{3}以上に管理する。
	成立性	淡水及び海水取水時には、ストレーナ付きの取水用水中ポンプを、水面より低く着底しない位置に設置することで、漂流物を吸込むことなく水を供給する。
	作業性	復水タンクと燃料取替用水タンクの管理区域境界となるディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。
	燃料補給	取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約147kℓ、2基）を管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(14/19)

1.14　電源の確保に関する手順等		
方針目的		電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため代替電源(交流)、代替電源(直流)、代替所内電気設備から給電するための手順等を整備する。
対応手段等	代替電源(交流)からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用高圧母線へ代替電源(交流)から給電し、電圧計により受電確認する。 ・ 大容量空冷式発電機から受電準備を行ったのち大容量空冷式発電機を起動し給電する。 ・ 他号機のディーゼル発電機等の交流電源が非常用高圧母線の電圧にて健全であることを確認した場合、号炉間電力融通ケーブルを使用し、給電する。予め布設した号炉間融通ケーブルが使用できない場合は、配備している予備ケーブル(号炉間電力融通用)を使用し給電する。 ・ 発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)から受電準備を行ったのち発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)を起動し給電する。 代替電源の給電手順の優先順位は、大容量空冷式発電機、号炉間融通ケーブル、発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)、予備ケーブル(号炉間電力融通用)の順で使用する。
	代替電源(直流)からの給電	全交流動力電源が喪失した場合は、蓄電池(安全防護系用)により非常用直流母線へ給電し、蓄電池(安全防護系用)の電圧が低下する前までに、蓄電池(重大事故等対処用)により非常用直流母線へ給電する。全交流動力電源喪失発生後8時間以内を目安に現場で不要直流負荷の切離しを行う。蓄電池(重大事故等対処用)の電圧が低下する前までに、直流電源用発電機及び可搬型直流変換器により給電する。
	代替所内電気設備による給電	所内電気設備が共通要因で機能を失った場合、少なくとも1系統は機能の維持及び人の接近性を確保するために、大容量空冷式発電機から重大事故等対処用変圧器受電盤及び重大事故等対処用変圧器盤により、また発電機車(中容量発電機車又は高圧発電機車)から変圧器車及び可搬型分電盤により原子炉を安定状態に収束するために必要な負荷へ給電する。
配慮すべき事項	負荷容量	大容量空冷式発電機の必要最大負荷は、想定される事故シーケンスのうち最大負荷となる、「全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA」である。上記の想定事故シーケンスにて使用する補機が機能喪失した場合に、重大事故等対処設備による代替手段を用いた場合においても最大負荷以下となる。大容量空冷式発電機は必要最大負荷以上の電力を確保することで、原子炉を安定状態に収束するための電力を供給する。さらに、大容量空冷式発電機の電源裕度及びプラント設備状況(被災状況、定期検査中等)に応じたその他使用可能な負荷へ供給する。 号炉間融通は、ケーブルの送電容量を考慮した負荷の範囲内で供給する。 発電機車(高圧発電機車又は中容量発電機車)は、プラント監視機能等を維持するために必要な最低限度の負荷へ給電する。

配慮すべき事項	悪影響防止	号炉間電力融通ケーブルは、通常運転中は、遮断器及びケーブルにより隔離し、重大事故等時のみ接続する。 大容量空冷式発電機や発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、号炉間電力融通ケーブル又は予備ケーブル（号炉間電力融通用）を使用した号炉間融通により電源を給電する際、中央制御室で受電後の大型補機の自動起動を防止するため、大型補機の操作スイッチを「切引ロック」又は「切」にする。 受電後の蓄電池の充電による水素発生防止のため、外気取入れ手動ダンパを「開」とし、蓄電池室排気ファン（重大事故等対処用）の起動により、蓄電池室の換気を行う。
	成立性	所内直流電源設備から給電されている24時間以内に、発電機車（中容量発電機車又は高圧発電機車）、直流電源用発電機により、十分な余裕を持って可搬型代替電源（交流）を非常用直流母線に繋ぎ込み給電する。また、常設代替電源設備である大容量空冷式発電機についても24時間以内に十分な余裕を持って給電する。
	作業性	暗闇でも視認性がある操作対象遮断器の識別表示を行う。
	燃料補給	大容量空冷式発電機、発電機車（高圧発電機車又は中容量発電機車）又は直流電源用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の給油は、定格負荷運転時における給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」、「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等（代替緊急時対策所）」に示す燃料（重油）も含め、燃料油貯油そう（約108kℓ、2基）、燃料油貯蔵タンク（約147kℓ、2基）、大容量空冷式発電機用燃料タンク（約20kℓ、1基）を管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(15/19)

<table>
<tr><td colspan="4">1.15　事故時の計装に関する手順等</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="3">重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器の故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合への対応、計器電源の喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td rowspan="2">対応手段等</td><td>監視機能の喪失</td><td>計器故障時のパラメータ推定</td><td>パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ(原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等)又は有効な監視パラメータを計測する計器が故障により、計測することが困難となった場合、以下の手段により当該パラメータを推定する。
・ 発電用原子炉施設の状態を把握するために必要とする重要な監視パラメータについて、他チャンネル又は他ループの計器がある場合は、当該計器により当該パラメータを計測する。
・ パラメータ選定にて選定した重要代替パラメータ(他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器を除く)の値を用いて以下の方法で推定する。
○ 同一物理量で推定(温度、圧力、水位、流量、放射線量)
○ 水位を注水源若しくは注入先の水位変化又は注入量から推定
○ 流量を注水先又は注水源の水位変化を監視することにより推定
○ 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定
○ 1次系からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定
○ 圧力と温度を水の飽和状態の関係から推定
○ ほう素濃度と炉心の未臨界性から推定
○ 装置の動作特性により推定
○ その他あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定

計器故障時、当該パラメータの他チャンネル又は他ループの計器がある場合、他チャンネルの計器による計測を優先し、次に他ループの計器により計測する。
重要代替パラメータ(他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器除く)の値により推定を行う際に、推定に使用する計器が複数ある場合、より直接的なパラメータ、検出器の種類及び使用環境条件を考慮するとともに、計測される値の確からしさを判断の上で使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</td></tr>
<tr><td>監視機能の喪失</td><td>計器の計測範囲を超えた場合のパラメータの推定</td><td>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは、原子炉圧力容器内の温度と水位である。
原子炉圧力容器内の温度及び水位の値が計器の計測範囲を超えた場合、発電用原子炉施設の状態を推定するための手段は、以下のとおり。
・ 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである1次冷却材温度が計測範囲を超えた場合、可搬型計測器を接続し、検出器の抵抗を計測し、換算表を用いて温度へ変換する。多様性拡張設備である炉心出口温度が健全である場合は、炉心出口温度による計測を優先する。
・ 原子炉圧力容器内の水位のパラメータである加圧器水位が低下して計測範囲を超えた場合は、原子炉容器水位で計測する。</td></tr>
</table>

対応手段等	計器電源の喪失	計器電源の喪失時の対応	直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段は、以下のとおり。 ・ 全交流動力電源喪失により計測に必要な計器電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機、蓄電池（重大事故等対処用）及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。 ・ 代替電源の供給ができない場合は、特に重要なパラメータとして、パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、可搬型計測器を接続し計測する。ただし、可搬型計測器を用いずに直接確認できるものは現場で確認する。 また、可搬型計測器の計測値を工学値に換算する換算表を準備する。 可搬型計測器による計測においては、計測の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。
	記録		パラメータ選定で選定した重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータ（原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率等）は、緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置により計測結果を記録する。ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する監視パラメータ（計測結果を含む）の値や現場操作時のみ監視する現場の指示値は記録用紙に記録する。 緊急時運転パラメータ伝送システム（SPDS）、SPDSデータ表示装置及び可搬型温度計測装置に記録された監視パラメータの計測結果は、記録容量を超える前に定期的にメディア（記録媒体）に保存する。

配慮すべき事項	パラメータの選定	炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を監視する主要パラメータは、事象の判別を行う運転手順書の判断基準、炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順書の適用条件、炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順書の適用条件及び技術的能力に係る審査基準1.1～1.10、1.13、1.14のパラメータより選定する。 選定した主要パラメータ(パラメータの分類:原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量、原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率、未臨界の維持又は監視、最終ヒートシンクの確保、格納容器バイパスの監視、水源の確保及びアニュラス内の水素濃度)は、以下の通り分類する。 ・ 重要な監視パラメータ:主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し、重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器で計測するパラメータをいう。 ・ 有効な監視パラメータ:主要パラメータのうち、多様性拡張設備の計器で計測されるが、計測することが困難となった場合でも重大事故等対処設備の計器で計測される代替パラメータを有するものをいう。 ・ 補助的な監視パラメータ:発電用原子炉施設の状況や重大事故等対処設備の運転状態等を補助的に監視するパラメータをいう。 さらに、次のとおり重要代替パラメータを選定する。 ・ 重要代替パラメータ:重要な監視パラメータの代替パラメータのうち重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器(当該重要な監視パラメータの他チャンネル及び他ループの重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器含む)並びに有効な監視パラメータの代替パラメータを計測する重大事故等対処設備としての要求事項を満たした計器により計測されるパラメータをいう。
	原子炉施設の状態把握	設計基準を超える状態における原子炉施設の状態を把握する能力として、重要な監視パラメータ及び重要代替パラメータを計測する計器の計測範囲、計器の個数を明確化した運転手順書を整備する。
	確からしさの考慮	圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態にないとパラメータに不確かさが生じるため、計器が故障するまでの原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度を装置の動作特性を用いて推定する場合は、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 アニュラス内の水素濃度を推定する場合は、パラメータの相関関係を用いて、間接的な情報により推定するため、不確かさが生じることを考慮する。 なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。
	電源確保	全交流動力電源及び直流電源喪失時は、大容量空冷式発電機、蓄電池(重大事故等対処用)及び直流電源用発電機等の運転により、計器へ給電する。 給電の手順は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要（16/19）

1.16　原子炉制御室の居住性等に関する手順等		
方針目的		重大事故が発生した場合において、運転員が中央制御室にとどまるために必要な対処設備及び資機材を活用した居住性の確保、汚染の持ち込み防止に係る手順等を整備する。
対応手段等	居住性の確保	重大事故が発生した場合において、中央制御室にとどまる運転員の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないよう、中央制御室遮蔽及び中央制御室換気空調設備の外気を遮断した閉回路循環運転（以下「事故時外気隔離モード」という。）により、環境に放出された放射性物質等による放射線被ばくから運転員を防護するとともに、マネジメント（マスク等）による放射線防護措置等にて被ばくを低減し、以下の手順等で中央制御室の居住性を確保する。 ・ 安全注入信号又は中央制御室エリアモニタ指示上昇による中央制御室換気空調系隔離信号の発信を確認した場合、中央制御室換気空調設備の事故時外気隔離モードでの運転を確認する。全交流動力電源喪失により、中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードにできない場合は、手動によるダンパ操作により事故時外気隔離モードの系統構成を行い、代替交流電源設備による給電後、中央制御室換気空調設備を運転する。 ・ 中央制御室換気空調設備が事故時外気隔離モードとなった場合、中央制御室内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を行い、酸素濃度又は二酸化炭素濃度が制限値を満足できない場合は、緊急時対策本部と換気のタイミングを協議し外気を取り入れる。 ・ 全交流動力電源喪失時に、中央制御室の照明が使用できない場合、可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備による給電後、可搬型照明（SA）を可搬型照明用電源に接続し中央制御室の照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である中央非常用照明を優先して使用し、中央非常用照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。 ・ 炉心出口温度等により、炉心損傷が予想される事態となった場合又は炉心損傷の徴候が見られた場合は、運転員等の内部被ばくを低減するため、当直課長の指示により全面マスクを着用する。 ・ 運転員等の被ばく低減及び被ばく線量の平準化のため、発電課長は発電所長等と協議の上、長期的な保安の観点から運転員等の交代要員体制を整備する。また、交代要員は運転員等の交代に伴う移動時の放射線防護措置やチェンジングエリア等の各境界における汚染管理を行うことで被ばくの低減を図る。
	汚染の持ち込み防止	原子力災害特別措置法第10条特定事象が発生した場合に、中央制御室への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置する。 全交流動力電源喪失時にチェンジングエリア設置場所の照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）の内蔵蓄電池による照明を確保し、代替交流電源設備により給電後、可搬型照明（SA）を電源に接続しチェンジングエリアの照明を引き続き確保する。照明確保の優先順位は、多様性拡張設備である蓄電池内蔵型照明を優先して使用し、蓄電池内蔵型照明が使用できない場合は可搬型照明（SA）を使用する。
配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では、現場作業を行う運転員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合は、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。

配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により中央制御室換気空調設備及び可搬型照明(SA)へ給電する。給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(17/19)

1.17 監視測定等に関する手順等		
方針目的	重大事故等が発生した場合に発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)において発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録するため、放射性物質の濃度及び放射線量を測定する手順等を整備する。また、発電所において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録するため、風向、風速その他の気象条件を測定する手順等を整備する。	
対応手段等	放射性物質の濃度及び放射線量の測定	重大事故等時の発電所敷地境界付近の放射線量は、モニタリングステーション及びモニタリングポストにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。また、モニタリングステーション又はモニタリングポストが機能喪失した場合、可搬型モニタリングポストにより放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。給電の優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングステーション及びモニタリングポスト専用の無停電電源装置及び非常用発電機からの給電を優先し、代替交流電源設備による給電が開始されれば給電元が自動で切り替わる。モニタリングステーション及びモニタリングポストの電源が喪失した状態から給電した場合、自動的に放射線量の連続測定を開始する。 原子力災害対策特別措置法第10条特定事象が発生した場合、海側敷地境界付近を含み原子炉格納施設を囲む8方位の放射線量は、可搬型エリアモニタにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 重大事故等時の放射性物質の濃度(空気中)は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)により監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。放射性物質の濃度(空気中)を測定する優先順位は、多様性拡張設備であるモニタリングカーを優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ)を使用する。 重大事故等時の発電所及びその周辺(周辺海域を含む。)における、放射性物質の濃度(空気中、水中、土壌中)及び放射線量は、放射能測定装置(可搬型ダストサンプラ、GM汚染サーベイメータ、可搬型よう素サンプラ、NaIシンチレーションサーベイメータ、ZnSシンチレーションサーベイメータ、β線サーベイメータ)及び電離箱サーベイメータにより監視し、及び測定し、並びにその結果を記録する。 周辺海域については、小型船舶を用いた海上モニタリングを行う。
	風向、風速その他の気象条件の測定	重大事故等時の風向、風速その他気象条件は、可搬型気象観測装置により測定し、及びその結果を記録する。風向、風速その他気象条件を測定する優先順位は、多様性拡張設備である気象観測設備を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合、可搬型気象観測装置を使用する。

配慮すべき事項	測定頻度	重大事故等時の放射性物質の濃度及び放射線量の測定頻度については、モニタリングステーション、モニタリングポスト、可搬型モニタリングポスト及び可搬型エリアモニタを用いた放射線量の測定は連続測定を行う。放射性物質の濃度の測定（空気中、水中、土壌中）及び海上モニタリングは、1回／日以上を目安とするが、測定頻度は原子炉施設の状態及び放射性物質の放出状況を考慮し変更する。 重大事故等時の風向、風速その他気象条件の測定は、連続測定を行う。
	バックグラウンド低減対策	重大事故等により放射性物質の放出のおそれがある場合、モニタリングステーション及びモニタリングポストの検出器の養生を行う。放射性物質の放出により、モニタリングステーション又はモニタリングポストの周辺の汚染を確認した場合、周辺の汚染レベルを確認し、測定設備の除染、周辺の土壌撤去、樹木の伐採等を行い、バックグラウンドレベルを低減する。 重大事故等発生後の周辺汚染により放射性物質の濃度測定時のバックグラウンドが上昇し、放射能測定装置が測定不能となった場合、放射能測定装置の検出器周囲を遮蔽材で囲むこと等の対策によりバックグラウンドレベルを低減させて、放射性物質の濃度を測定する。
	他の機関との連携体制	重大事故等時の敷地外でのモニタリングについては、国、地方公共団体と連携して、策定されるモニタリング計画に従い、資機材及び要員の動員、放出源情報を提供するとともにモニタリングに協力する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備によりモニタリングステーション及びモニタリングポストへ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(18/19)

<table>
<tr><td colspan="3">1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等(代替緊急時対策所)</td></tr>
<tr><td>方針目的</td><td colspan="2">代替緊急時対策所に関し、重大事故等が発生した場合においても、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が代替緊急時対策所にとどまり、重大事故等に対処するために必要な指示を行うとともに、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡し、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する等の緊急時対策本部としての機能を維持するために必要な、居住性の確保、必要な指示及び通信連絡、必要な数の要員の収容、代替電源設備からの給電に関する手順等を整備する。</td></tr>
<tr><td>対応手段等</td><td>居住性の確保</td><td>重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所空気浄化装置による放射性物質の侵入低減、緊急時対策所空気加圧設備による希ガス等の放射性物質の侵入防止等の放射線防護措置等により、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等の被ばく線量を7日間で100mSvを超えないようにするため、以下の手順等により代替緊急時対策所の居住性を確保する。
・ 代替緊急時対策所を立ち上げる場合、代替緊急時対策所空気浄化装置を代替緊急時対策所に接続し、起動するとともに、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定を開始し、測定結果に応じ、換気率を調整する。また、プルーム放出時の代替緊急時対策所換気設備切替えに備え、代替緊急時対策所空気加圧設備の系統構成等の準備を行う。
全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備からの給電により、代替緊急時対策所空気浄化装置を起動する。
・ 原子力災害対策特別措置法第10条事象が発生した場合、代替緊急時対策所内へ代替緊急時対策所エリアモニタを、原子炉格納容器と代替緊急時対策所の中間位置へ可搬型エリアモニタ(加圧判断用)を設置し、放射線量の測定を開始する。
・ 可搬型エリアモニタの指示上昇や炉心損傷が生じる等、プルーム放出のおそれがあると判断した場合、パラメータの監視強化及び緊急時対策所換気設備切替えのための要員配置を行う。
・ 原子炉格納容器からプルームが放出され、可搬型エリアモニタ(加圧判断用)及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が上昇した場合、速やかに代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所空気浄化装置から代替緊急時対策所加圧設備側へ切り替えるとともに、代替緊急時対策所内の酸素濃度及び二酸化炭素濃度の測定結果に応じ、空気流入量を調整する。その後、可搬型エリアモニタ(加圧判断用)及び代替緊急時対策所エリアモニタの指示が低下し、代替緊急時対策所周辺から希ガスの影響が減少したと判断した場合、代替緊急時対策所換気設備を代替緊急時対策所加圧設備から代替緊急時対策所空気浄化装置側へ切り替える。</td></tr>
</table>

対応手段等	必要な指示及び通信連絡	重大事故等が発生した場合、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員等が、代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備により、必要なプラントパラメータ等を監視又は収集し、重大事故等に対処するために必要な情報を把握するとともに、重大事故等に対処するための対策の検討を行う。 重大事故等に対処するための対策の検討に必要な資料を、代替緊急時対策所に整備する。当該資料は常に最新となるよう通常時から維持、管理する。 重大事故等が発生した場合、代替緊急時対策所の通信連絡設備により、発電所内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行う。 全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備へ給電する。
	必要な数の要員の収容	代替緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員に加え、原子炉格納容器の破損等による発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含めた重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容する。これらの要員を収容するため、以下の手順等により必要な資機材、飲料水、食料等を整備するとともに、維持、管理し、放射線管理等の運用を行う。 ・ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員や現場作業を行う要員等の対策要員の装備（線量計、マスク等）を配備し、維持、管理し、重大事故等時にはこれらを用いて十分な放射線管理を行う。 ・ 代替緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、身体サーベイ及び防護具の着替え等を行うためのチェンジングエリアを設置するための資機材を整備し、代替緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下になった場合に運用する。 ・ 少なくとも外部からの支援なしに1週間、活動するために必要な飲料水及び食料等を備蓄し、維持、管理し、重大事故等が発生した場合は、代替緊急時対策所内の環境を確認した上で、飲食の管理を行う。
	代替電源設備からの給電	全交流動力電源喪失時は、代替電源（交流）である代替緊急時対策所用発電機から給電する。代替緊急時対策所用発電機は、代替緊急時対策所の立ち上げ時にケーブル接続等の準備を行い、全交流動力電源喪失時に起動し代替緊急時対策所へ給電を開始する。 プルーム放出のおそれがある場合、待機側の代替緊急時対策所用発電機を起動して無負荷運転で待機させる。プルーム通過中に発電機の切替えが必要になった場合には、速やかに待機側の代替緊急時対策所用発電機からの給電に切り替える。
配慮すべき事項	配置	重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員と現場作業を行う要員等との輻輳を避けるレイアウトとなるよう考慮する。また、要員の収容が適切に行えるようトイレや休憩スペース等を整備する。

配慮すべき事項	放射線管理	チェンジングエリア内では現場作業を行う要員等の身体サーベイを行い、汚染が確認された場合、サーベイエリアに隣接した除染エリアにて除染を行う。除染による廃水が発生した場合、ウエスに染み込ませることで放射性廃棄物として廃棄する。 空気浄化フィルタユニット近傍に可搬型エリアモニタを設置し、放射線量を監視する。放射線量が上昇した場合は、周辺に立入りを制限する等の対応を行う。 代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットの線量が上昇する等、切替えが必要となった場合、代替緊急時対策所空気浄化フィルタユニットを待機側へ切り替え、線量に応じ、交換、保管する。 現場作業を行う要員等が屋外で身体サーベイを待つ場合、周辺からの放射線影響を低減するため、遮蔽効果のある待機所内で待機する。
	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替交流電源設備により代替緊急時対策所の情報収集設備及び通信連絡設備のうち原子炉補助建屋に設置されている機器へ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.19　通信連絡に関する手順等」にて整備する。
	燃料補給	代替緊急時対策所用発電機への給油は、定格負荷運転における燃料補給作業着手時間となれば燃料油貯蔵タンク及びタンクローリを用いて実施する。その後の補給は、定格負荷運転時の給油間隔を目安に実施する。重大事故等時7日間運転継続するために必要な燃料（重油）の備蓄量として、「1.14　電源の確保に関する手順等」に示す燃料油貯蔵タンク（約147kℓ、2基）を管理する。

第1.15-23表　重大事故等対策における手順書の概要(19/19)

1.19 通信連絡に関する手順等		
方針目的		重大事故等が発生した場合において、発電所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うため、発電所内の通信連絡設備、発電所外(社内外)との通信連絡設備により通信連絡を行う手順等を整備する。
対応手段等	発電所内の通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備(発電所内)により、運転員等、重大事故等対策要員及び緊急時対策本部要員が、中央制御室、屋内外の作業場所、代替緊急時対策所との間で相互に通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)及び携帯型通話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置(固定型、モニタリングカー)の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)及び携帯型通話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備(発電所内)により、代替緊急時対策所へ、重大事故等に対処するために必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備(発電所内)により発電所内の必要な場所で共有する場合、現場と中央制御室との連絡には携帯型通話設備を使用し、現場又は中央制御室と代替緊急時対策所との連絡には衛星携帯電話設備を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、多様性拡張設備である運転指令設備、電力保安通信用電話設備及び無線連絡設備のうち無線通話装置(固定型、モニタリングカー)の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備、無線連絡設備のうち無線通話装置(携帯型)及び携帯型通話設備を使用する。

対応手段等	発電所外(社内外)との通信連絡	重大事故等が発生した場合、通信設備(発電所外)により、緊急時対策本部要員が、代替緊急時対策所と本店、国、地方公共団体、その他関係機関等との間で通信連絡を行うために、衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。 重大事故等が発生した場合、データ伝送設備(発電所外)により、国の緊急時対策支援システム(ERSS)等へ、必要なデータを伝送し、パラメータを共有するために、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)を使用する。 直流電源喪失時等、可搬型の計測器にて、炉心損傷防止及び格納容器破損防止に必要なパラメータ等の特に重要なパラメータを計測し、その結果を通信設備(発電所外)により発電所外(社内外)の必要な場所で共有する場合、代替緊急時対策所と本店、国、地方公共団体等との連絡には衛星携帯電話設備及び統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)を使用する。 全交流動力電源喪失時は、代替電源設備(電池を含む。)により、これらの設備へ給電する。 通信連絡を行う場合の優先順位は、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)並びに多様性拡張設備である加入電話設備、電力保安通信用電話設備、テレビ会議システム(社内)及び無線連絡設備の使用を優先する。多様性拡張設備が使用できない場合は、衛星携帯電話設備を使用する。
配慮すべき事項	電源確保	全交流動力電源喪失時は、代替電源設備により、衛星携帯電話設備のうち衛星携帯電話(固定型)、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備(テレビ会議システム、IP電話、IP-FAX等)、緊急時運転パラメータ伝送システム(SPDS)及びSPDSデータ表示装置へ給電する。 給電の手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」及び「1.18　緊急時対策所の居住性等に関する手順等」にて整備する。

第1.15-24表　重大事故等対策における操作の成立性(1/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.1	—	—	—	—
1.2	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	保修対応要員	2	43分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	運転員等 (中央制御室、現場)	4	15分
1.3	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2にて整備する。		
	手動によるタービン動補助給水ポンプ機能回復	1.2にて整備する。		
	現場手動操作による主蒸気逃がし弁の機能回復	運転員等(現場)	3	20分
	窒素ボンベによる加圧器逃がし弁の機能回復	運転員等 (中央制御室、現場)	4	35分
	可搬型バッテリによる加圧器逃がし弁の機能回復	保修対応要員	1	25分
		運転員等(中央制御室)	1	
1.4	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	運転員等 (中央制御室、現場)	2	25分
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 (運転員等(現場)3名で系統構成する場合)	保修対応要員	2	53分
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入 (運転員等(現場)4名で系統構成する場合)	保修対応要員	2	38分
		運転員等 (中央制御室、現場)	5	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	保修対応要員	22	7時間35分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環運転	運転員等 (中央制御室、現場)	2	15分
	B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入 (運転員等(現場)2名で系統構成する場合)	保修対応要員	3	1時間27分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入 (運転員等(現場)4名で系統構成する場合)	保修対応要員	3	1時間14分
		運転員等 (中央制御室、現場)	5	
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	1.5にて整備する。		
	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3にて整備する。		
	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	保修対応要員	22	10時間
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	

第1.15-24表　重大事故等対策における操作の成立性(2/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.5	現場手動操作での主蒸気逃がし弁による蒸気放出	1.3にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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	1.7にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車による補機冷却海水通水	保修対応要員	10	14時間10分
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
1.6	A、B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	1.7にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	保修対応要員	2	38分
		運転員等 (中央制御室、現場)	6	
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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	1.7にて整備する。		
	可搬型電動ポンプ用発電機への燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
	移動式大容量ポンプ車への燃料補給	保修対応要員	6	1時間20分
1.7	A、B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	保修対応要員	2	1時間10分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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	保修対応要員	10	14時間10分
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
1.8	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	保修対応要員	2	38分
		運転員等 (中央制御室、現場)	6	
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)による代替炉心注入	1.4にて整備する。		
1.9	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)	保修対応要員	4	1時間20分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度監視 (全交流動力電源及び原子炉補機冷却機能喪失時)	保修対応要員	4	1時間35分
		運転員等 (中央制御室、現場)	3	

第1.15-24表　重大事故等対策における操作の成立性(3/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.10	代替空気(窒素)によるアニュラス空気浄化設備の運転	運転員等 (中央制御室、現場)	3	35分
	可搬型格納容器水素濃度計測装置による水素濃度推定	保修対応要員	2	1時間10分
		運転員等(中央制御室)	1	
1.11	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	保修対応要員	10	5時間20分
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	保修対応要員	22	2時間
	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12にて整備する。		
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視	保修対応要員	4	1時間50分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
1.12	移動式大容量ポンプ車、放水砲による大気への拡散抑制	保修対応要員	10	8時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 (吸着剤の設置)	保修対応要員	18	2時間
	シルトフェンスによる海洋への拡散抑制 (シルトフェンスの設置)	保修対応要員	28	16時間
		緊急時対策本部要員 (参集要員)	32	
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる大気への拡散抑制	1.11にて整備する。		
	移動式大容量ポンプ車、放水砲による航空機燃料火災への泡消火	保修対応要員	17	4時間
1.13	宮山池から中間受槽への供給	保修対応要員	10	5時間20分
	海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給	保修対応要員	10	5時間20分
	海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給	1.2にて整備する。		
	中間受槽から復水タンクへの供給	保修対応要員	5	4時間
	常設電動注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによる代替炉心注入	1.4にて整備する。		
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	1.6にて整備する。		
	復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	保修対応要員	2	40分
		運転員等(現場)	1	
	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)による代替再循環運転	1.4にて整備する。		
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水	1.11にて整備する。		
	可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプ及び使用済燃料ピットスプレイヘッダによる使用済燃料ピットへのスプレイ	1.11にて整備する。		

第1.15-24表　重大事故等対策における操作の成立性(4/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.13	移動式大容量ポンプ車及び放水砲による使用済燃料ピットへの放水	1.12にて整備する。		
	取水用水中ポンプ用発電機への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
	使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
1.14	大容量空冷式発電機による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	1	15分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	号炉間電力融通ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	6	1時間25分
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
	発電機車(高圧発電機車)による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	3	1時間50分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	発電機車(中容量発電機車)による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	5	2時間40分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	予備ケーブルを使用した号炉間融通による代替電源(交流)からの給電	保修対応要員	20	3時間
		運転員等 (中央制御室、現場)	4	
	受電後操作 (充電器盤(重大事故等対処用蓄電池用及び安全防護系用)の受電操作)	保修対応要員	2	52分
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	蓄電池(重大事故等対処用)による代替電源(直流)からの給電	運転員等 (中央制御室、現場)	2	25分
	直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源(直流)からの給電	保修対応要員	5	2時間
		運転員等 (中央制御室、現場)	2	
	代替所内電気設備による給電(大容量空冷式発電機)	保修対応要員	5	40分
		運転員等(現場)	1	
	代替所内電気設備による給電(発電機車)	保修対応要員	8	6時間
	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間55分
	高圧発電機車への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
	中容量発電機車への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
	直流電源用発電機への燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間20分
	燃料油貯油そうへの燃料(重油)補給	保修対応要員	6	1時間55分

第1.15-24表　重大事故等対策における操作の成立性(5/5)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.15	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視	保修対応要員	1	20分
1.16	中央制御室換気空調設備の運転手順等	保修対応要員	8	45分
		運転員等(中央制御室)	1	
1.17	可搬型モニタリングポスト設置・測定	安全管理班	2	2時間
	空気中の放射性物質の濃度測定	安全管理班	2	1時間
	海水、排水測定	安全管理班	3	3時間
	海上モニタリング測定準備	安全管理班	2	2時間
	海上モニタリング測定	安全管理班	2	2時間
	可搬型エリアモニタ配置・測定	安全管理班	2	2時間
	モニタリングステーション及びモニタリングポストのバックグラウンド低減対策	安全管理班	2	2時間
	可搬型気象観測装置設置・測定	総括班	4	3時間
1.18	代替緊急時対策所空気浄化装置運転	緊急時対策本部要員 (総括班他)	1	20分
	代替緊急時対策所加圧設備による空気供給準備	緊急時対策本部要員 (総括班他)	1	20分
	代替緊急時対策所用発電機起動準備	緊急時対策本部要員 (総括班他)	1	20分
	代替緊急時対策所用発電機起動	緊急時対策本部要員 (総括班他)	1	10分
	代替緊急時対策所用発電機燃料補給	緊急時対策本部要員 (総括班他)	6	1時間20分
1.19	—	—	—	—

第1.15-25表　自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(1/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
① 地震	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器については、設計基準地震動Ssを超える地震動に対して相応の裕度がある。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、Ssに対して転倒による破損は起こらない。また、Ssを一定程度超えた場合においても、転倒に至るまでには相応の裕度がある。 ・大規模地震により内部溢水が発生した場合における建屋内での溢水によるプラントへの影響は、水密化対策の高さを超える(浸水対策範囲を超える)津波事象が発生した場合と同様と考える。 ・大規模地震により内部火災が発生した場合には、期待する消火設備が機能せず、建屋内の設計基準事故対処設備等の機能が喪失する可能性がある一方で、耐火障壁により分離している区画では、1時間以上の耐火能力によって、設計基準事故対処設備等に期待できる可能性も考えられる。また、屋外に保管している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和対応に期待できる。 ・事前の予測については、現在確立した手法が存在しないことから、予兆無く発生する想定とする。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準地震動を超える大規模な地震が発生すれば長期間の外部電源喪失が発生する可能性がある。また、設計基準事故対処設備はSsに対する十分な裕度はあるものの、地震規模によっては、非常用所内電源が喪失するとともに海水ポンプの損傷による原子炉補機冷却機能の喪失及び補助給水機能の喪失により最終ヒートシンク喪失(以下「LUHS(loss of ultimate heat sink)」という。)に至る可能性がある。 ・中央制御室は堅牢な建屋内にあることから、運転員(当直員)による操作機能の喪失は可能性として低いが、地震の規模によってはプラントの監視機能、制御機能が喪失する可能性がある。 ・原子炉格納容器が破損することにより閉じ込め機能が喪失するとともに、建屋内の機器、配管が損傷して大規模なLOCAが発生することによりECCS機能も喪失し、重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉補助建屋損傷に伴う電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)の損傷による非常用所内電源喪失と同時に海水ポンプ等の損傷による原子炉補機冷却機能喪失となり重大事故に至る可能性がある。 ・炉内構造物の損傷により1次冷却材の流れが阻害されて2次系からの除熱機能喪失となり、重大事故に至る可能性がある。 ・複数の蒸気発生器の細管が破損することにより、大規模なLOCAが発生し、格納容器バイパスに至る可能性がある。 ・重大事故発生後、1次系が高圧で維持され、かつ2次系への給水がない場合には、温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)に至る可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。	【基準地震動を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS等) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系・原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷 (内部溢水の評価については、津波に包含される。)	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 (内部溢水の評価については、津波に包含される。)

第1.15-25表　自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(2/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
② 津波	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉補助建屋内の機器に対しては、水密化を図っていることから、基準津波に対して十分な裕度がある。 ・津波の事前の予測については、施設近傍で津波が発生する可能性は低いものと判断しているが、襲来までの時間的余裕の少ない津波が発生することを想定する。 ・屋外の可搬型重大事故等対処設備については、高台に分散配置(EL.約23m以上)していることから、基準津波に対して十分な裕度があり機能喪失する可能性は低い。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・基準津波を超える津波によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失、海水ポンプが水没することによる原子炉補機冷却機能の喪失、電気盤(メタクラ、パワーセンタ等)が水没することによる非常用所内電源喪失、タービン動補助給水ポンプの機能喪失による2次系除熱機能の喪失及び直流電源の喪失によるプラントの監視機能、操作機能の喪失に至る可能性がある。 ・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準津波を一定程度超える津波の規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系・原子炉制御系	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・2次系からの除熱機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
③ 豪雪(降雪)	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近の観測所で観測された積雪深さの月最大値は38cmであり、安全施設は積雪荷重に対して、この実績値を考慮し、「建築基準法」に基づき設計している。 ・事前の予測が可能であることから、除雪等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える豪雪(降雪)が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【38cmを超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失
④ 暴風(台風)	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・設計風速は、敷地付近で観測された最大瞬間風速(62.7m/s)としている。 ・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・暴風(台風)による風荷重の影響については、竜巻に包含されるものと考えられる。ただし、影響は広範囲となり、断続的に長時間継続する可能性がある。 ・風速(62.7m/s)を超える暴風(台風)により、外部電源供給設備の損傷に伴う長期の外部電源喪失が想定される。	【62.7m/sを超える風速】 ・外部電源	・外部電源喪失

第1.15-25表　自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(3/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑤ 竜巻	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・竜巻防護施設及び同施設に波及的影響を及ぼし得る施設について、最大風速100m/sの竜巻(設計竜巻の最大風速92m/sに保守性を考慮)等から設定した設計竜巻荷重に対して、安全性を損なうおそれがないことを評価している。 ・可搬型重大事故等対処設備については、固縛等により相応の耐性を有していること、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失する可能性は低い。 ・事前の予測が可能であることから、飛散防止措置等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計竜巻を超える竜巻によるプラントへの影響については、外部電源供給設備の機能喪失に伴う長期間の外部電源喪失、飛来物等により海水ポンプが損傷することによる原子炉補機冷却機能の喪失、復水タンクの機能喪失による2次系からの除熱機能の喪失に至る可能性がある。	【風速(100m/s)を超える竜巻】 ・外部電源 ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・復水タンク ・屋外にある一部の可搬型重大事故等対処設備	・外部電源喪失 ・2次系からの除熱機能喪失 ・SBO＋LUHSの同時発生 ・SBO+LUHSに加え、代替電源設備である大容量空冷式発電機が機能喪失している場合は、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
⑥ 火山(火山活動・降灰)	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・降下火砕物については、敷地において想定される火砕物として層厚15cmとしている。 ・事前の予測が可能であることから、除灰等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・降下火砕物が発生した場合は、外部電源供給設備の損傷に伴う長期間の外部電源喪失に至る可能性がある。	【15cmを超える規模の降灰】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑦ 凍結	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・敷地付近で観測された最低気温は-6.7℃であり、屋外機器で凍結のおそれのあるものは保温等の凍結防止対策を適切な余裕を持って設定している。 ・事前の予測が可能であることから、保温、電熱線ヒータによる加温等の凍結防止対策による必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・プラントの安全機能に影響を与えることはないものと判断する。	【設計値の-6.7℃を下回る低温】 なし (事前の予測が可能であることから、屋外設備が機能喪失に至ることはないものと判断)	・影響なし

第1.15-25表　自然災害11事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理(4/4)

施設の安全性に影響を与える可能性のある自然災害	設計基準を超える自然災害がプラントに与える影響評価	自然災害の想定規模と喪失する可能性のある安全機能	最終的なプラント状態
⑧ 森林火災	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・森林火災が発生した場合にも発電用原子炉施設への影響がないよう、評価上必要とされる幅の防火帯を確保している。 ・森林火災が拡大するまでの時間的余裕は十分にあることから、予め放水する等の必要な安全措置を講じることができる。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・森林火災が防火帯幅を超えて発生した場合、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【防火帯を越えるような森林火災】 ・外部電源	・外部電源喪失
⑨ 生物学的事象	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・安全施設は生物学的事象に対して、クラゲ等の発生を考慮し、原子炉補機冷却海水設備に対して、除塵機能を設けている。また、原子炉補機冷却海水系統等に影響を与える場合には、運転手順により発電用原子炉を安全に停止できる運用としている。 ・ネズミ等の小動物が電気関係盤又は制御関係盤に侵入することによる短絡、地絡事象が想定されるが、各盤のケーブル貫通部などの開口部には小動物が侵入しない対策を施している。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・設計を超える生物学的事象が発生した場合、海水ポンプが機能喪失することによる原子炉補機冷却機能の喪失及びディーゼル発電機の機能喪失に至る可能性がある。	【海水取水機能が喪失するような規模の海生生物の襲来】 ・海水ポンプ(非常用発電機の機能喪失)(海生生物による影響)	・原子炉補機冷却機能喪失
⑩ 落雷	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・落雷に対して、建築基準法等に基づき高さ20mを超える原子炉格納施設等へ避雷設備を設置し、避導体により接地網と接続する。接地網は、電撃に伴う構内接地系の接地電位分布を平坦化することから、落雷により安全施設の機能を損なうおそれはない。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・可搬型重大事故等対処設備については、分散配置を行っていることから、同時にすべての設備が機能喪失することはない。 ・設計想定以上の雷サージにより、機器が誤動作する可能性がある。 ・落雷により、外部電源供給設備の機能喪失に伴う外部電源喪失に至る可能性がある。	【設計想定以上の規模の雷サージ】 ・外部電源 ・安全保護系・原子炉制御系	・外部電源喪失 ・ECCS誤作動
⑪ 隕石	【影響評価に当たっての考慮事項】 ・原子炉建屋及び原子炉格納容器は、相当程度の構造強度を有する。 【設計基準を超える場合の影響評価】 ・大型航空機の衝突同様、プラントに与える影響が広範囲となる。	【広範囲に影響を及ぼす規模の隕石】 ・大型航空機の衝突と同様	・大型航空機の衝突と同様

第1.15-26表　自然災害の重畳事象が発電用原子炉施設へ与える影響の整理

自然災害 の重畳	設計基準を超える自然災害が プラントに与える影響評価	喪失する可能性のある安全機能	最終的な プラント状態
大規模地震と大規模津波の重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・大規模地震発生時及び大規模津波発生時のいずれの想定においても、設計基準事故対処設備、常設重大事故等対処設備が機能喪失した場合には、高台に分散配置(EL.約23m以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置が期待できる。 ・このため、両事象の重畳が発生した場合においても、高台に分散配置(EL.約23m以上)している可搬型重大事故等対処設備による事故緩和措置に期待できることから、プラントに及ぼす影響は、大規模地震発生時の場合と同様になるものと判断している。 ・大規模地震による影響に対する対策である重大事故等対策(水源確保等)が、大規模津波による影響によって遅れる可能性がある。 ・斜面崩壊、地盤の陥没等によりアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を及ぼす可能性がある。 ・漂流物、タンク火災等により、比較的標高が低い場所のアクセスルートの通行に支障をきたし、重大事故等対策に影響を与える可能性がある。	【基準地震動及び基準津波を一定程度超える規模】 ・外部電源 ・非常用所内電源 ・設計基準事故対処設備(ECCS、タービン動補助給水ポンプ等の機能喪失) ・海水ポンプ ・ディーゼル発電機 ・安全保護系・原子炉制御系 ・原子炉建屋、原子炉格納容器 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ ・原子炉格納容器の閉じ込め機能 ・使用済燃料ピット損傷	・外部電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 ・SBO+LUHSの同時発生 ・1次冷却材事故が発生した場合には、SBO+LUHSと相まって重大事故に至る可能性がある。 ・原子炉格納容器破損等により閉じ込め機能が喪失し、大規模損壊に至る可能性がある。 ・2次系からの除熱機能喪失及び安全保護系・原子炉制御系機能の喪失により、大規模損壊(原子炉格納容器過温破損)へ至る可能性がある。
火山(降灰)と豪雪(降雪)との重畳	【影響評価に当たっての考慮事項及び設計基準を超える場合の影響評価】 ・火山(降灰)、豪雪が重畳した場合においても、事前の予測が可能であることから、人員を確保して除雪及び除灰等の対策を講じることにより、プラントの安全性に影響を与える可能性は低いものと判断する。 ・火山(降灰)と豪雪(降雪)との重畳による影響は、火山(降灰)での評価に包含される。	【15cmを超える規模の降灰及び38cmを超える規模の積雪量】 ・外部電源	・外部電源喪失

第1.15-27表　大規模損壊へ至る可能性のある大規模自然災害

大規模自然災害	大規模損壊へ至るイベント	発生する可能性のある重大事故	発生する可能性のある設計基準事故
① 地震	・原子炉建屋、原子炉格納容器破損 ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・原子炉補助建屋損傷 ・複数の信号系損傷 ・使用済燃料ピット 損傷	・大破断LOCAを上回る規模のLOCA ・大破断LOCA+低圧注入失敗 ・大破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・中破断LOCA+蓄圧注入失敗 ・LOCA+ECCS失敗 ・原子炉補機冷却機能喪失+大破断LOCA（CV過圧破損） ・全交流動力電源喪失+LOCA ・SBO+LUHS（補助給水失敗） ・過渡事象+補助給水失敗（炉内構造物損傷） ・2次系からの除熱機能喪失 ・SBO（LOCAなし）	・大破断LOCA ・外部電源喪失
② 津波	・複数の信号系損傷	・原子炉補機冷却機能喪失（SBO）+補助給水失敗（DCH） ・原子炉補機冷却機能喪失（SBO）+シールLOCA ・原子炉補機冷却機能喪失（SBO）（シールLOCAなし）	・外部電源喪失
③ 豪雪（降雪）	なし	なし	・外部電源喪失
④ 暴風（台風）	なし	なし	・外部電源喪失
⑤ 竜巻	・竜巻により重大事 故等対処設備が機能しない場合は、CV過温破損に至る可能性あり	・SBO+LUHS（CV過温破損） ・2次系からの除熱機能喪失 ・全交流動力電源喪失	・外部電源喪失
⑥ 火山（火山活動、降灰）	なし	なし	・外部電源喪失
⑦ 凍結	なし	なし	なし
⑧ 森林火災	なし	なし	・外部電源喪失
⑨ 生物学的事象	なし	・原子炉補機冷却機能喪失	なし
⑩ 落雷	なし	なし	・外部電源喪失 ・ECCS誤作動
⑪ 隕石	大型航空機の衝突と同様		

第1.15-28表　大規模損壊発生時の対応操作一覧(1/2)

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
電源の確保	大容量空冷式発電機による給電	• 全交流動力電源が喪失した場合に、大容量空冷式発電機を用いて必要な負荷に給電する。	• 第3項、4項(1.14)
	号炉間電力融通による給電	• 全交流動力電源が喪失した場合に、多様な号炉間電力融通手段により必要な負荷に給電する。	
	発電機車による給電	• 全交流動力電源が喪失し、大容量空冷式発電機が使用できない場合に、発電機車を用いて必要な負荷に給電する。	
	代替所内電源による給電	• 所内電気設備が機能喪失した場合に、代替所内電気設備により必要な負荷に給電する。	
	直流電源用発電機による給電	• 直流電源が喪失している場合に、直流電源用発電機を用いて必要な直流負荷に給電する。	
	可搬型計測器の取付け操作	• 電源機能が喪失し、監視パラメータの計測が不能となった場合に、可搬型計測器を取付け、必要なパラメータを測定する。	• 第3項、4項(1.2) • (1.15)
炉心損傷の緩和	蒸気発生器への給水操作	• 直流電源が喪失した場合に、工具を用いてタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水する。 • 復水タンクが損傷し、機能が喪失した場合に、海水ポンプにより水源を確保し、蒸気発生器へ給水する。 • タービン動補助給水ポンプが使用不能な場合は、可搬型ポンプにより蒸気発生器へ給水する。	• 第3項、4項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	1次冷却系統の冷却、減圧操作	• 制御用空気が喪失した場合に、主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水ポンプ出口流量制御弁の現場ハンドルを手動操作することにより1次冷却系統を冷却、減圧する。 • 加圧器逃がし弁を代替駆動源(代替IA、可搬型バッテリ)により操作し、1次冷却系統を減圧する。	• 第3項、4項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.5)
	原子炉への注入操作	• 1次冷却材喪失事故等発生時において、設計基準事故対処設備(ECCS等)が機能喪失した場合を想定し、多様な炉心注入手段により、炉心へ冷却水を注入する。	• 第3項、4項(1.2)、(1.3)(1.4)、(1.8)
原子炉格納容器の破損緩和	原子炉格納容器内雰囲気の冷却、減圧操作	• 炉心損傷発生時に、原子炉格納容器の破損を緩和するため、多様な手段により原子炉格納容器に注水し、損傷炉心を冠水させる。 • 設計基準事故対処設備(格納容器スプレイ)による原子炉格納容器の冷却が不能な場合に、多様な手段により原子炉格納容器へスプレイし、原子炉格納容器内雰囲気を減圧する。 • 移動式大容量ポンプ車により海水を冷却水として格納容器再循環ユニットへ直接供給し、原子炉格納容器内雰囲気を冷却する。	• 第3項、4項(1.5)、(1.6)(1.7)、(1.8)(1.12)
	水素爆発による原子炉格納容器破損防止操作	• 炉心が損傷し、大量の水素が原子炉格納容器内に放出される可能性がある場合に、水素爆発を抑制するため電気式水素燃焼装置を起動する。(長期的に発生する水素については静的触媒式水素再結合装置により低減) • 原子炉格納容器内の水素濃度を可搬型事故後サンプリング設備により測定する。	• 第3項、4項(1.9)
	原子炉建屋等の水素爆発防止操作	• アニュラス部の水素濃度、放出放射能量を低減するため、代替IAによりアニュラス空気浄化系のダンパを開とし、アニュラス空気浄化設備を起動する。	• 第3項、4項(1.10)

第1.15-28表　大規模損壊発生時の対応操作一覧(2/2)

対応操作		内　容	技術的能力に係る審査基準(解釈)の該当項目
使用済燃料ピット水位維持及び燃料体の損傷緩和	使用済燃料ピット漏えい時の水補給操作	• 使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失した場合に、多様な手段により使用済燃料ピットへ水補給する。 • 使用済燃料ピットからの冷却水の漏えいを抑制する。	• 第3項、4項 (1.11)
	使用済燃料ピット漏えい時のスプレイ操作	• 「使用済燃料ピット漏えい時の水補給操作」による水補給を実施しても使用済燃料ピットの水位が維持できない大量の漏えいが発生した場合に、可搬型ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイし、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する。	
放射性物質の放出低減	敷地外への放射性物質の拡散防止操作	• 炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損、又は使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、移動式大容量ポンプ車、放水砲により、原子炉格納容器又は燃料取扱建屋の漏えい箇所へ放水する。また、放水による汚染水が海洋に流出し、拡散することを抑制するため、原子炉施設から海洋へ流出する箇所にシルトフェンスを設置する。	• 第3項、4項 (1.11)、(1.12)
水源の確保	中間受槽への水補給操作	• 宮山池(淡水)、海水等の多様な手段を取水源として、可搬型ポンプにより中間受槽へ水補給を行う。	• 第3項、4項 (1.13)
	復水タンクへの水補給操作	• 復水タンク、使用済燃料ピットの水位が低下した場合、中間受槽から可搬型ポンプにより給水する。 • 燃料取替用水タンクの水位が低下した場合、復水タンクから燃料取替用水タンクへ補給を行う。	
大規模火災への対応	移動式大容量ポンプ車による消火活動	• 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、移動式大容量ポンプ車、放水砲及び泡消火設備により消火活動を実施する。 なお、準備を実施している間は化学消防車等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	• 第2項 • 第3項、4項 (1.12)
	可搬型設備による消火活動	• 大規模な自然災害及び故意による大型航空機の衝突による火災が発生した場合に、可搬型ポンプ等により、原子炉建屋への延焼防止、アクセスルートの消火活動を実施する。	• 第2項 • 第3項、4項 (1.12)
その他	原子炉停止操作	• 原子炉の自動トリップ失敗時、ATWS緩和設備が動作しない場合に、現場にて原子炉を停止させる。	• (1.1)
	アクセスルート確保	• 大規模損壊発生時に予想される火災の消火活動、法面崩壊による土砂の撤去活動、建屋の損壊によるがれき等の撤去活動について、事故対応に必要な箇所へのアクセスルートを確保するため優先的に実施する。	• 第1項、2項
	燃料給油	• 可搬型重大事故等対処設備への給油を実施する。	• 第1項

第1.15-29表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	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＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィードアンドブリード	充てん／高圧注入ポンプ＊9	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁		
			燃料取替用水タンク		
			余熱除去ポンプ＊9＊10		
			余熱除去冷却器＊10		
			B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)＊5	大規模損壊時に対応する手順	
			可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)＊4		
			窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)＊4		
	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＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4＊6		
			復水タンク		
			燃料油貯蔵タンク＊7		
			タンクローリ＊7		
	復水タンク		A、B海水ポンプ＊９＊１１		
			電動補助給水ポンプ＊９＊１１		
			タービン動補助給水ポンプ＊１１		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービン・バイパス弁		
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ(蒸気加減弁付)(手動)	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			タービン動補助給水ポンプ 蒸気入口弁(手動)		
	電動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失		大容量空冷式発電機＊8		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源の喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁(手動)＊4		
			窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁用)＊4		
	監視機能(事故時監視計器)の喪失	監視機能の回復	**可搬型計測器**＊12	大規模損壊時に対応する手順	
－	－	推定、監視及び制御	加圧器水位計＊3＊5	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	
			蒸気発生器広域水位計＊3＊4		
			蒸気発生器狭域水位計＊3＊4		
			補助給水流量計＊3		
			復水タンク水位計＊3		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1 :整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2 :手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3 :直流電源喪失も含めた対応手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。
＊4 :手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5 :手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊6 :可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊7 :可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊8 :手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊9 :ディーゼル発電機等により給電する。
＊10:1次系のフィードアンドブリード停止後の余熱除去運転による炉心冷却に使用するものである。
＊11:蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊12:手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。

第1.15-30表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)(1/4)
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	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＊2 主蒸気逃がし弁	1次系のフィード・アンド・ブリード＊3	加圧器逃がし弁	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			充てん／高圧注入ポンプ＊6		
			燃料取替用水タンク		
			B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)＊8	大規模損壊時に対応する手順	
	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＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動主給水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4		
			復水タンク		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
	復水タンク		A、B海水ポンプ＊6＊7		
			電動補助給水ポンプ＊6＊7		
			タービン動補助給水ポンプ＊7		
	主蒸気逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	タービン・バイパス弁		
	加圧器逃がし弁	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ＊6	SGTR時破損S／G減圧継続時の対応手順等(二部兆候ベース:運転員等) 大規模損壊時に対応する手順	
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁		
			タービン・バイパス弁		
		加圧器補助スプレイ	加圧器補助スプレイ弁		
			充てん／高圧注入ポンプ		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4:可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由する場合は、淡水若しくは海水を注入する。
なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊6:ディーゼル発電機等により給電する。
＊7:蒸気発生器へ海水を長時間注水する場合は、S/Gブローダウンラインにより排水を行う。
＊8:手順は「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第1.15-30表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)(2/4)
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	タービン動補助給水ポンプ ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	ポンプの機能回復	タービン動補助給水ポンプ(蒸気加減弁)(手動)	全交流動力電源喪失の対応手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁(手動)＊2		
	主蒸気逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失	弁の機能回復	主蒸気逃がし弁(手動)		
			窒素ボンベ (主蒸気逃がし弁用)		
	加圧器逃がし弁 ・全交流動力電源喪失 ・直流電源喪失		**窒素ボンベ (加圧器逃がし弁用)**	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型バッテリ (加圧器逃がし弁用)		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第1.15-30表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)(3/4)
(高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
高圧溶融物及び格納容器内雰囲気直接加熱防止	－	加圧器逃がし弁による1次冷却系統の減圧	加圧器逃がし弁	炉心が損傷した後の格納容器破損防止を行うための手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

第1.15-30表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.3)(4/4)
(蒸気発生器伝熱管破損、インターフェイスシステムLOCA発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
蒸気発生器伝熱管破損	－	1次冷却系統の減圧	主蒸気逃がし弁	SGTR時破損S/G減圧継続時の対応手順(二部兆候ベース:運転員等) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			加圧器逃がし弁		
インターフェイスシステムLOCA	－		主蒸気逃がし弁	インターフェイスシステムLOCAの対応手順(二部兆候ベース:運転員等) 大規模損壊時に対応する手順	
			加圧器逃がし弁		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(1/7)
(運転中の1次冷却材喪失事象時におけるフロントライン系故障時)

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ 燃料取替用水タンク＊2	代替炉心注入(a)	A格納容器スプレイポンプ(RHRS－CSSタイライン使用)＊3	原子炉の冷却が脅かされた場合の手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				常設電動注入ポンプ＊3		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊4		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊4		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
				A、B海水ポンプ＊3	大規模損壊時に対応する手順	
		余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 余熱除去系統-格納容器再循環弁(外隔離弁)	代替再循環運転	A格納容器スプレイポンプ(RHRS－CSSタイライン使用)＊3	1次冷却材喪失時に再循環運転が不能となった場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		
				A格納容器スプレイ冷却器		
		格納容器再循環サンプスクリーン	炉心注入＊6	充てん／高圧注入ポンプ＊3	1次冷却材喪失時に再循環サンプスクリーン閉塞の徴候が見られた場合の手順(二部事象ベース:運転員等)	
				燃料取替用水タンク		
			代替炉心注入＊6	(a) 余熱除去ポンプ、充てん／高圧注入ポンプ、燃料取替用水タンク機能喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:燃料取替用水タンクの破損、枯渇時の手順は「1.13 重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3:ディーゼル発電機等により給電する。
＊4:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊5:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊6:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。格納容器再循環ユニットによる格納容器の冷却手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(2/7)
(運転中の1次冷却材喪失事象時におけるサポート系故障時)

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2	代替炉心注入(a)	常設電動注入ポンプ	全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)		
				A格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (RHRS－CSSタイライン使用)		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
				燃料油貯蔵タンク＊4		
				タンクローリ＊4		
			代替再循環運転＊5(b)	B余熱除去ポンプ(海水冷却)＊6		
				C充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)＊6		
				移動式大容量ポンプ車		
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	(a) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち代替炉心注入に用いる設備と同様。	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等)	
				A余熱除去ポンプ(空調用冷水)＊6		
				電動消火ポンプ		
			代替再循環運転＊5	(b) 全交流動力電源喪失時の対応手段のうち再循環運転に用いる設備と同様。	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等)	
				A余熱除去ポンプ(空調用冷水)＊6		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊5:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊6:空調用冷水及び海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(3/7)
(溶融デブリが原子炉圧力容器内に残存する場合)

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生している場合	溶融デブリが原子炉圧力容器に残存する場合	—	格納容器水張り(格納容器スプレイ、代替格納容器スプレイ)＊5	格納容器スプレイポンプ＊2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順
				常設電動注入ポンプ＊2		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
				燃料油貯蔵タンク＊4		
				タンクローリ＊4		
				A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入又は格納容器スプレイする場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊5:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.4）（4/7）
（運転中の1次冷却材喪失事象が発生していない場合のフロントライン系故障時）

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	電動補助給水ポンプ＊2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順（二部停止中：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				電動主給水ポンプ		
				蒸気発生器水張ポンプ		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出）	主蒸気逃がし弁		
				タービン・バイパス弁		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊2＊6		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4＊6		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：蒸気発生器へ注水する手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊4：可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は、淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊5：可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊6：蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(5/7)
(運転中の1次冷却材喪失事象が発生していない場合のサポート系故障時)

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
1次冷却材喪失事象が発生していない場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ＊3	全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊3＊6		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4＊6		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊4:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(6/7)
(運転停止中のフロントライン系故障時(1/2))

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	炉心注入	充てん／高圧注入ポンプ＊2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				燃料取替用水タンク		
			代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)		
				A格納容器スプレイポンプ(RHRS－CSSタイライン使用)＊2		
				常設電動注入ポンプ＊2		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				電動消火ポンプ		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
				燃料油貯蔵タンク＊4		
				タンクローリ＊4		
				A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	
			代替再循環運転	A格納容器スプレイポンプ(RHRS－CSSタイライン使用)＊2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		
				A格納容器スプレイ冷却器		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(6/7)
(運転停止中のフロントライン系故障時(2/2))

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	フロントライン系故障時	余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ＊2	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				電動主給水ポンプ		
				蒸気発生器水張ポンプ		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁		
				タービン・バイパス弁		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊2＊6		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4＊6		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊4:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5:可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。補給手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(7/7)
(運転停止中のサポート系故障時(1/2))

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	燃料取替用水タンク(重力注入)	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				常設電動注入ポンプ		
				燃料取替用水タンク		
				復水タンク		
				B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)		
				A格納容器スプレイポンプ(自己冷却) (RHRS－CSSタイライン使用)		
				ディーゼル消火ポンプ		
				消防自動車		
				ろ過水貯蔵タンク		
				可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
				可搬型電動ポンプ用発電機		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
				燃料油貯蔵タンク＊4		
				タンクローリ＊4		
			代替再循環運転＊5	B余熱除去ポンプ(海水冷却)＊6		
				移動式大容量ポンプ車		
				格納容器再循環サンプ		
				格納容器再循環サンプスクリーン		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプにより炉心注入する場合は、中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊5:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊6:海水による代替補機冷却の手順は「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第1.15-31表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.4)(7/7)
(運転停止中のサポート系故障時(2/2))

分類		機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
運転停止中の場合	サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ	原子炉停止中における全交流動力電源が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
				タービン動補助給水ポンプ		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
			蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)		
			蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード	電動補助給水ポンプ＊6		
				復水タンク		
				可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4＊6		
				燃料油貯蔵タンク＊5		
				タンクローリ＊5		
		原子炉補機冷却水系	代替炉心注入	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)＊8	原子炉停止中における原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部停止中:運転員等)	
				電動消火ポンプ		
			代替再循環運転＊7	A余熱除去ポンプ(空調用冷水)＊8		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:可搬型ディーゼル注入ポンプにより蒸気発生器へ給水する場合は復水タンク又は中間受槽を使用する。中間受槽への供給は淡水若しくは海水を使用する。なお、蒸気発生器へ淡水又は海水を長時間注入する場合は、S/Gブローダウンにより排水を行う。
＊4:蒸気発生器へ注水する手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5:可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
＊6:蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード時は、主蒸気ドレンラインを使用する。
＊7:格納容器再循環ユニットで格納容器冷却を行う。手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊8:空調用冷水による代替補機冷却の手順は「1.5　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

第1.15-32表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5)(1/2)
(フロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障	海水ポンプ 原子炉補機冷却水ポンプ	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	電動補助給水ポンプ＊2	原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			タービン動補助給水ポンプ		
			復水タンク		
			電動主給水ポンプ		
			蒸気発生器水張ポンプ		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)＊3		
			タービン・バイパス弁		
			所内用空気圧縮機	制御用空気異常時の手順(一部:運転員等)	故障及び設計基準事象に対処する運転手順
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊6	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			移動式大容量ポンプ車＊6		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)＊6		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車 (補機冷却海水通水)＊7	1次冷却材喪失時における再循環運転時に原子炉補機冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等)等	
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
	原子炉補機冷却水ポンプ		空調用冷水ポンプ (A余熱除去ポンプ冷却)		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:手順は「1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊4:可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
＊5:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊6:手順は「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊7:移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ、B制御用空気圧縮機」である

第1.15-32表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.5)(2/2)
(サポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2	蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)	タービン動補助給水ポンプ＊3	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			電動補助給水ポンプ＊3		
			復水タンク		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出)	主蒸気逃がし弁(手動)＊3		
			窒素ボンベ(主蒸気逃がし弁用)＊3		
			B制御用空気圧縮機(海水冷却)	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊6		
			移動式大容量ポンプ車＊6		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)＊6		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
		代替補機冷却	移動式大容量ポンプ車(補機冷却海水通水)＊7		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊4:可搬型ディーゼル注入ポンプの水源は中間受槽を経由する場合、淡水若しくは海水を注水する。
＊5:可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊6:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊7:移動式大容量ポンプ車により補機冷却海水を通水する補機は、「C充てん／高圧注入ポンプ、B余熱除去ポンプ、B制御用空気圧縮機」である。

第1.15-33表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)(1/4)
(炉心損傷前のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク＊2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	格納容器健全性の確保の手順(二部兆候ベース:運転員等)等	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊3＊4		
			A、B原子炉補機冷却水冷却器＊3		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊3		
			窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)＊3		
			A、B海水ポンプ＊3＊4		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)＊3		
			A、B格納容器再循環ファン		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊4	格納容器健全性の確保の手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊5		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊5		
			燃料油貯蔵タンク＊6		
			タンクローリ＊6		
			A、B海水ポンプ＊4	大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4:ディーゼル発電機等により給電する。
＊5:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊6:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。

第1.15-33表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)(2/4)
(炉心損傷前のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源＊2 原子炉補機冷却水系	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
		格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車＊5	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)等 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B格納容器再循環ユニット＊5		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。
＊5:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。車の燃料補給に使用する。

第1.15-33表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)(3/4)
(炉心損傷後のフロントライン系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
フロントライン系故障時	格納容器スプレイポンプ 燃料取替用水タンク＊2	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット＊3	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊3＊4		
			A、B原子炉補機冷却水冷却器＊3		
			原子炉補機冷却水サージタンク＊3		
			窒素ボンベ(原子炉補機冷却水サージタンク用)＊3		
			A、B海水ポンプ＊3＊4		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)＊3		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊4		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊5		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊5		
			燃料油貯蔵タンク＊6		
			タンクローリ＊6		
			A、B海水ポンプ＊4	大規模損壊時に対応する手順	

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊3:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊4:ディーゼル発電機等により給電する。
＊5:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊6:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。。

第1.15-33表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.6)(4/4)
(炉心損傷後のサポート系故障時)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
サポート系故障時	全交流動力電源 原子炉補機冷却水系＊2	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)		
			よう素除去薬品タンク		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
		格納容器内自然対流冷却	移動式大容量ポンプ車＊5		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B格納容器再循環ユニット＊5		
			可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用)＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。
＊5:手順は「1.7　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

第1.15-34表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.7)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2		炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
		格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット		
			A、B原子炉補機冷却水ポンプ＊2		
			A、B原子炉補機冷却水冷却器		
			原子炉補機冷却水サージタンク		
			窒素ボンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）		
			A、B海水ポンプ＊2		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニット		
			移動式大容量ポンプ車		
			可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度(SA)用）		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊5		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）＊5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。

＊2：ディーゼル発電機等により給電する。

＊3：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を注入する。

＊4：可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊5：大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は、「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-35表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8)(1/2)
(原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	格納容器スプレイ	格納容器スプレイポンプ＊2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			燃料取替用水タンク		
		代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替格納容器スプレイ	常設電動注入ポンプ＊5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)＊5		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を給水する。
＊4:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-35表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.8)(2/2)
(溶融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手順	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流動力電源及び原子炉補機冷却機能　健全	—	炉心注入	充てん／高圧注入ポンプ＊2	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			余熱除去ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
		代替炉心注入	A格納容器スプレイポンプ＊2 (RHRS－CSSタイライン使用)		
			常設電動注入ポンプ＊2		
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			A、B海水ポンプ＊2	大規模損壊時に対応する手順	
全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能　喪失	—	代替炉心注入	常設電動注入ポンプ＊5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)＊5		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)＊5 (RHRS－CSSタイライン使用)		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

＊2:ディーゼル発電機等により給電する。

＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプは、中間受槽を経由し淡水若しくは海水を給水する。

＊4:可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊5:大容量空冷式発電機により電源確保する。手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-36表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.9)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
—	—	水素濃度低減	静的触媒式水素再結合装置	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順等
			静的触媒式水素再結合装置動作監視装置＊2＊3		
			電気式水素燃焼装置＊2＊3		
			電気式水素燃焼装置動作監視装置＊2＊3		
			大容量空冷式発電機		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2＊3	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等（三部：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2＊3		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2＊3		
			移動式大容量ポンプ車		
			大容量空冷式発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
			ガス分析計		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候（安全機能）ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：ディーゼル発電機等により給電する。
＊3：代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-37表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.10)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
—	—	水素排出	アニュラス空気浄化ファン＊2＊3	全交流動力電源が喪失した場合の手順等(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順等
			アニュラス空気浄化微粒子除去フィルタユニット		
			アニュラス空気浄化よう素除去フィルタユニット		
			窒素ボンベ(アニュラス空気浄化ファン弁用)		
			大容量空冷式発電機		
		水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置＊2＊3＊4	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ＊2＊3＊4		
			可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置＊2＊3＊4		
			移動式大容量ポンプ車＊4		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		
			格納容器内高レンジエリアモニタB(高レンジ)		
			アニュラス水素濃度推定用可搬型線量率計		
			格納容器排気筒高レンジガスモニタ		
			大容量空冷式発電機		
			アニュラス水素濃度計測装置		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:代替電源設備からの給電に関する手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。
＊4:手順は「1.9　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」にて整備する。
＊5:移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-38表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)(1/3)
(使用済燃料ピットの冷却機能若しくは注水機能喪失
又は使用済燃料ピットの小規模な漏えい発生時)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失時、又は使用済燃料ピット水の小規模な漏えい発生時	使用済燃料ピットポンプ 使用済燃料ピット冷却器 又は 燃料取替用水ポンプ 燃料取替用水タンク 2次系補給水ポンプ 2次系純水タンク	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水	燃料取替用水ポンプ	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水タンク＊2		
			燃料取替用水補助タンク＊2		
			2次系補給水ポンプ		
			2次系純水タンク＊2		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水	電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
		使用済燃料ピットへの注水	使用済燃料ピット補給用水中ポンプ＊3＊4		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク＊5		
			タンクローリ＊5		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:水頭圧を利用して使用済燃料ピットへ注水する。
＊3:使用済燃料ピット補給用水中ポンプにより使用済燃料ピットへ注水する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を注水する。
＊4:水源については「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」に整備する。
＊5:使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。

第1.15-38表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順（1.11）(2/3)
（使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時）

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順の分類
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	—	使用済燃料ピットへのスプレイ	可搬型電動低圧注入ポンプ＊2	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊2		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
			消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	
		使用済燃料ピットへの放水	移動式大容量ポンプ車	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書（二部事象ベース：運転員等及び保修対応要員） 大規模損壊時に対応する手順	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊4		
			タンクローリ＊4		
		使用済燃料ピットからの漏えい抑制	ガスケット材 ガスケット接着剤 ステンレス鋼板 吊り降ろしロープ　等		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1：整備する手順は、想定事象別に第一部（設計基準事象）、第二部（設計基準外事象：事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中）、第三部（炉心損傷後影響緩和）に整備する。
＊2：可搬型電動低圧注入ポンプ及び可搬型ディーゼル注入ポンプにより使用済燃料ピットへスプレイする場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する
＊3：可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型電動ポンプ用発電機及び取水用水中ポンプ用発電機の燃料補給に使用する。可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は、「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。取水用水中ポンプ用発電機の燃料補給の手順は「1.13　重大事故等の収束に必要となる水の供給手順等」にて整備する。
＊4：移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

第1.15-38表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.11)(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準対象施設の冷却又は注水設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順の分類
重大事故等時における使用済燃料ピットの監視	—	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位計(SA)＊2	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順書(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			使用済燃料ピット水位計(広域)＊2 (使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む)		
			使用済燃料ピット温度計(SA)＊2		
			使用済燃料ピット周辺線量率計＊2		
			使用済燃料ピット状態監視カメラ＊2		
			大容量空冷式発電機＊3		
			使用済燃料ピットエリアモニタ		
			ロープ式水位計		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:ディーゼル発電機等により給電する。
＊3:手順は「1.14　電源の確保に関する手順等」にて整備する。

第1.15-39表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.12)

分類	想定する重大事故等	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順の分類
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損	－	大気への拡散抑制	**常設電動注入ポンプ**	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順	大規模損壊時に対応する手順
			燃料取替用水タンク		
			復水タンク		
			A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			移動式大容量ポンプ車		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		大気への拡散抑制	可搬型電動低圧注入ポンプ＊1＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機＊1		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊1＊3		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ＊1		
			移動式大容量ポンプ車		
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損 使用済燃料ピット内燃料体等の著しい損傷		海洋への拡散抑制	放射性物質吸着材		
			シルトフェンス		
			小型船舶		
原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災	－	航空機燃料火災への泡消火	移動式大容量ポンプ車	航空機衝突による航空機燃料火災に対応する手順	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
		初期対応における延焼防止処置	化学消防自動車		
			小型動力ポンプ付水槽車		
			可搬型電動低圧注入ポンプ＊3		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			小型放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊2:移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。移動式大容量ポンプ車、可搬型電動ポンプ用発電機及び可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊3:可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプによりスプレイ又は泡消火する場合は、中間受槽を経由し、淡水若しくは海水を使用する。

第1.15-40表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
代替水源から中間受槽への供給	復水タンクの枯渇又は破損等 燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等 使用済燃料ピットの枯渇又は破損等	代替淡水源から中間受槽への供給	中間受槽＊5	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			2次系純水タンク		
			ろ過水貯蔵タンク		
		宮山池から中間受槽への供給	中間受槽＊5		
			取水用水中ポンプ		
			取水用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
		海水(取水ピット、取水口)から中間受槽への供給	中間受槽＊5		
			取水用水中ポンプ		
			取水用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
蒸気発生器2次側による炉心冷却のための代替手段及び復水タンクへの供給	復水タンクの枯渇又は破損等	1次系のフィードアンドブリード＊3	燃料取替用水タンク	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			充てん／高圧注入ポンプ		
			加圧器逃がし弁		
			B充てん／高圧注入ポンプ(自己冷却)＊6	大規模損壊時に対応する手順	
			窒素ボンベ(加圧器逃がし弁用)＊4		
			可搬型バッテリ(加圧器逃がし弁用)＊4		
		復水タンクから2次系純水タンクへの水源切替え	2次系純水タンク	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	
		海水ポンプから補助給水ポンプへの直接供給＊3	A、B海水ポンプ	蒸気発生器の除熱機能を維持又は代替する手順(二部兆候ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
		蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)＊3＊4	中間受槽＊5		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3＊4		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
	復水タンクの枯渇	中間受槽から復水タンクへの供給	中間受槽＊5	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			復水タンク補給用水中ポンプ		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:取水用水中ポンプ用発電機、使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機並びに可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給に使用する。可搬型ディーゼル注入ポンプの燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。
＊3:手順は「1.2　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。
＊4:手順は「1.3　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等」にて整備する。
＊5:水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。
＊6:手順は「1.4　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

第1.15-40表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
炉心注入／格納容器スプレイのための代替手段及び燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水タンクの枯渇又は破損等	代替炉心注入＊2	復水タンク	原子炉停止中における余熱除去機能が喪失した場合の手順等(二部停止中:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			常設電動注入ポンプ		
			ろ過水貯蔵タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			中間受槽 ＊5		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
			A、B海水ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	
		代替格納容器スプレイ＊4	復水タンク	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する運転手順
			常設電動注入ポンプ		
			ろ過水貯蔵タンク		
			電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			中間受槽 ＊5		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ ＊3		
			A、B海水ポンプ	大規模損壊時に対応する手順	
	燃料取替用水タンクの枯渇	1次系純水タンク水及びほう酸タンク水の混合による燃料取替用水タンクへの供給	1次系純水タンク	炉心の著しい損傷が発生した場合に対処する手順等(三部:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	
			1次系補給水ポンプ		
			ほう酸タンク		
			ほう酸ポンプ		
		2次系純水タンクから使用済燃料ピット経由による燃料取替用水タンクへの供給	2次系純水タンク		
			2次系補給水ポンプ		
			使用済燃料ピット		
			使用済燃料ピットポンプ		
		燃料取替用水補助タンクから燃料取替用水タンクへの供給	燃料取替用水補助タンク		
			燃料取替用水ポンプ		
		復水タンクから燃料取替用水タンクへの供給	復水タンク		
格納容器再循環サンプを水源とした再循環運転	余熱除去ポンプ 充てん／高圧注入ポンプ	代替再循環運転＊2	A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSSタイライン使用)	全交流動力電源喪失の対応手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員)	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			A格納容器スプレイ冷却器		
			格納容器再循環サンプ		
			格納容器再循環サンプスクリーン		
			B余熱除去ポンプ(海水冷却)		
			C充てん／高圧注入ポンプ(海水冷却)		
			移動式大容量ポンプ車		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ ＊3		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

＊2:手順は「1.4 原子炉冷却材バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

＊3:可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ及び移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊4:手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊5:水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。

第1.15-40表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.13)(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
使用済燃料ピットへの水の供給	－	屋外タンクから使用済燃料ピットへの注水＊2	燃料取替用水タンク	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料取替用水補助タンク		
			燃料取替用水ポンプ		
			2次系純水タンク		
			2次系補給水ポンプ		
		消火設備による使用済燃料ピットへの注水＊2	電動消火ポンプ		
			ディーゼル消火ポンプ		
			消防自動車		
			ろ過水貯蔵タンク		
		使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水＊2	中間受槽＊4		
			使用済燃料ピット補給用水中ポンプ		
			使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
使用済燃料ピットからの大量の水の漏えい発生時	－	使用済燃料ピットへのスプレイ＊2	中間受槽＊4		
			可搬型電動低圧注入ポンプ		
			可搬型電動ポンプ用発電機＊3		
			可搬型ディーゼル注入ポンプ＊3		
			使用済燃料ピットスプレイヘッダ		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
			消防自動車	大規模損壊時に対応する手順	
		使用済燃料ピットへの放水＊5	移動式大容量ポンプ車	使用済燃料ピットの冷却機能が喪失した場合の手順(二部事象ベース:運転員等及び保修対応員) 大規模損壊時に対応する手順	
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		
原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	－	原子炉格納容器及びアニュラス部への放水	移動式大容量ポンプ車	工場外への放射性物質の拡散を抑制する手順 大規模損壊時に対応する手順	大規模損壊時に対応する手順
			放水砲		
			燃料油貯蔵タンク＊3		
			タンクローリ＊3		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。また、太字は重大事故等発生時の対応手順書との相違箇所を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候[安全機能]ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。

＊2:手順は「1.11　使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊3:使用済燃料ピット及び復水タンク補給用水中ポンプ用発電機、可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給に使用する。可搬型電動ポンプ用発電機、可搬型ディーゼル注入ポンプ、移動式大容量ポンプ車の燃料補給の手順は「1.6　原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。

＊4:水源の確保については、1.13にのみ要求されていることから、中間受槽については1.13でのみ記載することとする。

＊5:手順は「1.12　工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」にて整備する。

第1.15-41表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)(1/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
交流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	代替電源(交流)からの供給	大容量空冷式発電機	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊3		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊3		
			予備変圧器2次側電路		
			号炉間電力融通ケーブル		
			予備ケーブル(号炉間電力融通用)		
			発電機車 (中容量発電機車又は高圧発電機車)		
			ディーゼル発電機(他号機)		
			燃料油貯油そう(他号機)＊4		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:大容量空冷式発電機、発電機車(高圧発電機車、中容量発電機車)の燃料補給に使用する。
＊3:大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。
＊4:ディーゼル発電機(他号機)の燃料補給に使用する。

第1.15-41表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)(2/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
直流電源喪失	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失)	代替電源(直流)の供給	蓄電池(安全防護系)	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
	ディーゼル発電機 (全交流動力電源喪失) 及び 蓄電池(安全防護系用)の枯渇		蓄電池(重大事故等対処用)		
			直流電源用発電機		
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
			可搬型直流変換器		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:直流電源用発電機の燃料補給に使用する。

第1.15-41表　重大事故等及び大規模損壊対応設備と整備する手順(1.14)(3/3)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備	整備する手順書＊1	手順書の分類
所内電気設備機能喪失	所内電気設備	代替所内電気設備による電源供給	大容量空冷式発電機	全交流動力電源喪失の対応手順等 (二部事象ベース:運転員等及び保修対応要員) 大規模損壊時に対応する手順	炉心の著しい損傷及び格納容器破損を防止する運転手順
			燃料油貯蔵タンク＊2		
			タンクローリ＊2		
			大容量空冷式発電機用燃料タンク＊3		
			大容量空冷式発電機用給油ポンプ＊3		
			重大事故等対処用変圧器受電盤		
			重大事故等対処用変圧器盤		
			発電機車 (中容量発電機車又は高圧発電機車)		
			変圧器車		
			可搬型分電盤		

◎下線は緊急時対策本部が使用する可搬型設備による対応を中心とした手順書及び当該手順書に記載する設備を示す。

＊1:整備する手順は、想定事象別に第一部(設計基準事象)、第二部(設計基準外事象:事象ベース、兆候〔安全機能〕ベース、停止中)、第三部(炉心損傷後影響緩和)に整備する。
＊2:大容量空冷式発電機、発電機車(高圧発電機車及び中容量発電機車)の燃料補給に使用する。
＊3:大容量空冷式発電機の燃料補給に使用する。

第1.15-42表　大規模損壊時の対応に係る発電所要員の力量管理について

要　員	必要な任務	力　量
緊急時対策本部要員 （司令部要員及び各班の班長）	・発電所における災害対策活動の実施	・設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること）
緊急時対策本部要員 （上記以外の要員）	・発電所における災害対策活動の実施 （班長指示による） ・班長の補佐	・設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断ができること） ・事故時の対応操作（班長の補佐や通報連絡等の任務が行えること）
重大事故等対策要員 （運転員（当直含む）運転対応要員）	・災害状況の把握 ・事故拡大防止に必要な運転上の措置 ・事故対応時の個別作業 （主蒸気逃がし弁操作（手動）、補助給水流量調整（手動）等）他	・設備、系統の知識（事故状況の把握や処置判断、操作手順を理解していること） ・事故時の対応操作（処置判断等を行い、指揮（指示、命令等）が行えること、又は運転操作が行えること）
重大事故等対策要員 （保修対応要員）	・事故対応時の個別作業 （電源確保作業、常設電動注入ポンプ起動準備作業　他）	・設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・事故時の対応操作（故障対応操作ができること）
重大事故等対策要員 （協力会社）	・事故対応時の個別作業 （復水タンクへの補給作業、使用済燃料ピットへの補給作業等）他	・設備、系統の知識（操作手順を理解していること（設備、資機材の設置位置等を含む）） ・事故時の対応操作（故障対応操作ができること）

第1.15-43表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能

── 運転時の異常な過渡変化

分　類	機　　能	系　統　及　び　機　器
MS－1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 (トリップ機能)
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系(ほう酸水注入機能)
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁(開機能)
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系 主蒸気安全弁
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS－3	タービントリップ機能	タービントリップ

第 1.15-44 表　解析において影響緩和のため考慮する主要な安全機能

── 設計基準事故

分　類	機　　能	系　統　及　び　機　器
MS－1	原子炉の緊急停止機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 （トリップ機能）
	未臨界維持機能	制御棒クラスタ及び制御棒駆動系 非常用炉心冷却系（ほう酸水注入機能）
	原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能	加圧器安全弁（開機能）
	原子炉停止後の除熱機能	補助給水系、主蒸気安全弁 主蒸気隔離弁 主蒸気逃がし弁（手動逃がし機能）
	炉心冷却機能	非常用炉心冷却系
	放射性物質の閉じ込め機能 放射線の遮蔽及び放出低減機能	原子炉格納容器、アニュラス、原子炉格納容器隔離弁、原子炉格納容器スプレイ系、アニュラス空気浄化系、安全補機室空気浄化系
	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能	安全保護系
	安全上特に重要な関連機能	非常用電源系
MS－2	異常状態の緩和機能	加圧器逃がし弁（手動開閉機能）
MS－3	タービントリップ機能	タービントリップ

第1.15-45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 / 評価指標 物理現象	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
		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次系圧力、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1.15-45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 / 評価指標 物理現象	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
		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次系圧力、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1.15-45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 / 評価指標 / 物理現象	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
		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次系圧力、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1.15-46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／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心－コンクリート相互作用 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1.15-46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 ＼ 評価指標 物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心－コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
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	－	－	－	－	－
	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1.15-46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／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心－コンクリート相互作用 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1.15-46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／評価指標／物理現象	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 1次系圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 原子炉格納容器圧力	水素燃焼 水素濃度	溶融炉心－コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内FCI※1（溶融炉心細粒化）	－	○	－	－	－
	原子炉容器内FCI※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FP※2挙動	－	－	－	－	－
原子炉格納容器（炉心損傷後）	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FCI※1（溶融炉心細粒化）	○	－	○	－	○
	原子炉容器外FCI※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FP※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（溶融炉心と冷却水の相互作用）
※2：Fission Product（核分裂生成物）

第1.15-47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)

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	崩壊熱除去機能喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	全交流動力電源喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	原子炉冷却材の流出 炉心水位、燃料被覆管温度
炉心(核)	核分裂出力	－	－	－
	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1.15-47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)

分類	評価事象 / 評価指標 / 物理現象	崩壊熱除去機能喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	全交流動力電源喪失 炉心水位、燃料被覆管温度	原子炉冷却材の流出 炉心水位、燃料被覆管温度
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(充てん系含む)※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1.15-48表　解析に使用する計算プログラム一覧表
── 運転時の異常な過渡変化

分　類	解 析 項 目	使用計算プログラム
炉心内の反応度又は出力分布の異常な変化	原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き	CHICKIN-M FACTRAN THINC-Ⅲ MARVEL
	出力運転中の制御棒の異常な引き抜き	MARVEL FACTRAN
	制御棒の落下及び不整合	MARVEL THINC-Ⅲ
	原子炉冷却材中のほう素の異常な希釈	―――
炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	原子炉冷却材流量の部分喪失	PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-Ⅲ
	原子炉冷却材系の停止ループの誤起動	MARVEL
	外部電源喪失	―――
	主給水流量喪失	MARVEL
	蒸気負荷の異常な増加	
	2 次冷却系の異常な減圧	
	蒸気発生器への過剰給水	
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材保有量の異常な変化	負荷の喪失	MARVEL
	原子炉冷却材系の異常な減圧	
	出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動	

第1.15-49表　解析に使用する計算プログラム一覧表
── 設計基準事故

分　類	解　析　項　目		使用計算プログラム
原子炉冷却材の喪失又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材喪失	大破断	SATAN-M WREFLOOD BASH-M LOCTA-M COCO
		小破断	SATAN-M （Small LOCA） LOCTA-Ⅳ
	原子炉冷却材流量の喪失		PHOENIX MARVEL FACTRAN THINC-Ⅲ
	原子炉冷却材ポンプの軸固着		
	主給水管破断		MARVEL FACTRAN THINC-Ⅲ
	主蒸気管破断		MARVEL ANC THINC-Ⅲ
反応度の異常な投入又は原子炉出力の急激な変化	制御棒飛び出し		TWINKLE FACTRAN THINC-Ⅲ MARVEL
環境への放射性物質の異常な放出	放射性気体廃棄物処理施設の破損		――
	蒸気発生器伝熱管破損		MARVEL FACTRAN THINC-Ⅲ
	燃料集合体の落下		――
	原子炉冷却材喪失		SCATTERING SPAN
	制御棒飛び出し		
原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化	原子炉冷却材喪失		SATAN-Ⅵ WREFLOOD COCO
	可燃性ガスの発生		――

第1.15-50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-RELAP5	・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 ・ECCS注水機能喪失 ・格納容器バイパス
SPARKLE-2	・原子炉停止機能喪失
MAAP	・原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ECCS再循環機能喪失
COCO	・全交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失

第1.15-51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
GOTHIC	・水素燃焼

第1.15-52表　有効性評価に使用する解析コード一覧表
－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-RELAP5	・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

第1.15-53表　M-RELAP5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	ジルコニウムー水反応モデル	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・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。大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水位の不確かさは±10%（±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次系強制冷却時の1次系圧力の不確かさが0～+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次系圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、1次系圧力の不確かさが0～+0.5MPaであることを確認した。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	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次系圧力の不確かさが±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1.15-53表　M-RELAP5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次系強制冷却での減圧時の1次系圧力の不確かさが0～+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±2℃、1次系圧力の不確かさが±0.2MPa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±2℃、1次系圧力の不確かさが±0.2MPa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1.15-54表　SPARKLE-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/℃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、2σ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℃、1次系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		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	二相／サブクール臨界流モデル	
蒸気 発生器	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1.15-55表　MAAP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、ジルコニウムー水反応速度の係数を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）。 ・SBO、LOCAシーケンスともに、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、SBOシーケンスでは約14分早まる。LOCA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）	「ECCS再循環機能喪失」では、M-RELAP5コード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-RELAP5コード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。 ECCS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、ECCS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-RELAP5コード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-RELAP5コード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から見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5コードでMAAPコード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-RELAP5コード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次系	気液分離・対向流	1次系モデル（1次系の熱水力モデル）	
	構造材との熱伝達	1次系モデル（1次系破損モデル）	―
	ECCS強制注入	安全系モデル（ECCS）	入力値に含まれる。
	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（圧損）の感度が小さいことを確認。

第1.15-55表　MAAP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
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	1次系モデル（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次系から2次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。 ・原子炉格納容器内温度　：十数℃程度高めに評価 ・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（格納容器スプレイモデル）	入力値に含まれる。
	水素濃度	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	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1.15-55表　MAAP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、SBOシーケンスの場合約26分、LOCA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FCI（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FCI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次系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次系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次系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歪み（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1.15-55表　MAAP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FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	原子炉容器外FCI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溶融燃料－冷却材相互作用」の事象をベースする感度解析を行い、原子炉容器外FCI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。
			MCCI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「溶融炉心・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、MCCI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溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）	MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心－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」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「水－溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCI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。「溶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のコンクリート侵食は約19cmであり、継続的な侵食が生じないことを確認。MCCIによって発生する水素を加えても、最終的な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（PAR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。ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶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。
	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・非凝縮性ガス発生		

第1.15-55表　MAAP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次系内核分裂生成物（FP）挙動	核分裂生成物（FP）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FP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。 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FP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。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内核分裂生成物（FP）挙動		

第1.15-56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TestM-7-1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	PAR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	コード開発元による解析解との比較により、圧力で0.5%、温度で1%。

第1.15-57表　COCO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、原子炉格納容器内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1.15-58表　解析に使用する初期定常運転条件

	定　格　値	定 常 誤 差
原　子　炉　出　力	2,660MWt	±2%
1次冷却材平均温度	302.3℃	±2.2℃
原　子　炉　圧　力	15.41MPa	±0.21MPa

第1.15-59表　解析に使用する原子炉トリップ
限界値及び応答時間

原子炉トリップ信号	解析に使用するトリップ限界値	応答時間（秒）
出力領域中性子束高（高設定）	118%（定格出力値に対して）	0.5
出力領域中性子束高（低設定）	35%（定格出力値に対して）	0.5
過大温度ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第1.5-72図参照）	6.0
過大出力ΔT高	1次冷却材平均温度等の関数（第1.5-72図参照）	6.0
原子炉圧力高	16.61MPa	2.0
原子炉圧力低	12.73MPa	2.0
1次冷却材流量低	87%（定格流量に対して）	1.0
1次冷却材ポンプ電源電圧低	65%（定格値に対して）	1.2
蒸気発生器水位異常低	狭域水位検出器下端水位	2.0
タービントリップ	―	1.0

第1.15-60表　解析に使用する工学的安全施設作動信号の
作動限界値及び応答時間

工学的安全施設作動信号	解析に使用する作動限界値	応答時間 （秒）
非常用炉心冷却設備作動信号		
a. 原子炉圧力低と	12.04MPa（圧力）	2.0
加圧器水位低の一致	水位検出器下端水位（水位）	
b. 原子炉圧力異常低	11.36MPa	2.0
c. 主蒸気流量高と主蒸気	注．参照（流量）	2.0
ライン圧力低の一致	3.35MPa（圧力）	
d. 原子炉格納容器圧力高	0.030MPa	2.0
主蒸気ライン隔離信号		
主蒸気流量高と主蒸気ライン圧力低の一致	非常用炉心冷却設備作動信号のcと同じ	2.0
原子炉格納容器スプレイ作動信号		
原子炉格納容器圧力異常高	0.119MPa	2.0

（注）主蒸気管破断で使用するが、この場合「主蒸気流量高」は瞬時に発生するため作動限界値は不要である。

第1.15-61表　よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数
及びI-131等価量への換算係数

核種	よう素の吸入摂取による小児の実効線量係数（mSv/Bq）	I-131等価量への換算係数
I-131	1.6×10^{-4}	1
I-132	2.3×10^{-6}	1.44×10^{-2}
I-133	4.1×10^{-5}	2.56×10^{-1}
I-134	6.9×10^{-7}	4.31×10^{-3}
I-135	8.5×10^{-6}	5.31×10^{-2}

第1.15-62表　よう素の炉心内蓄積量

核　種	核分裂収率(%)	半減期	炉心内蓄積量(Bq)
I-131	2.84	8.06 d	2.46×10^{18}
I-132	4.21	2.28 h	3.65×10^{18}
I-133	6.77	20.8 h	5.86×10^{18}
I-134	7.61	52.6 min	6.59×10^{18}
I-135	6.41	6.61 h	5.55×10^{18}
合　計	―	―	2.41×10^{19}

第1.15-63表　希ガスの炉心内蓄積量

核　種	核分裂収率(%)	半減期	γ線実効エネルギ (MeV/dis)	β線実効エネルギ (MeV/dis)	炉心内蓄積量 (Bq)	炉心内蓄積量 (γ線0.5MeV換算) (Bq)	炉心内蓄積量 (β線強度) (MeV･Bq/dis)
Kr- 83m	0.53	1.83 h	0.0025	0.037	4.59×10^{17}	2.29×10^{15}	1.70×10^{16}
Kr- 85m	1.31	4.48 h	0.159	0.253	1.13×10^{18}	3.61×10^{17}	2.87×10^{17}
Kr- 85	0.29	10.73 y	0.0022	0.251	4.15×10^{16}	1.83×10^{14}	1.04×10^{16}
Kr- 87	2.54	76.3 min	0.793	1.323	2.20×10^{18}	3.49×10^{18}	2.91×10^{18}
Kr- 88	3.58	2.80 h	1.950	0.377	3.10×10^{18}	1.21×10^{19}	1.17×10^{18}
Xe- 131m	0.040	11.9 d	0.020	0.143	3.44×10^{16}	1.38×10^{15}	4.92×10^{15}
Xe- 133m	0.19	2.25 d	0.042	0.190	1.66×10^{17}	1.39×10^{16}	3.15×10^{16}
Xe- 133	6.77	5.29 d	0.045	0.135	5.86×10^{18}	5.28×10^{17}	7.91×10^{17}
Xe- 135m	1.06	15.65 min	0.432	0.095	9.15×10^{17}	7.91×10^{17}	8.70×10^{16}
Xe- 135	6.63	9.083h	0.250	0.316	5.75×10^{18}	2.87×10^{18}	1.82×10^{18}
Xe- 138	6.28	14.17 min	1.183	0.611	5.44×10^{18}	1.29×10^{19}	3.32×10^{18}
合　計	－	－	－	－	2.51×10^{19}	3.31×10^{19}	1.04×10^{19}

第1.15-64表　主要解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失）（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	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・ボイド率変化、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%（2,652MWt）×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次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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）	302.3+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。 1次冷却材平均温度（1次系保有エネルギ）が高いと蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水の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、炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-64表　主要解析条件（2次冷却系からの除熱機能喪失）（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めの値として、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た遅めの値として、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： 0～約150m^3/h、 0～約16.9MPa）	炉心冷却性が厳しくなる観点から、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/個 （2個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
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 （安全注入信号手動発信＋加圧器逃がし弁手動開）	蒸気発生器広域水位 0%到達から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、広域水位計は全て停止中に使用するため低温で校正されており、出力運転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1.15-65表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合））（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5/COCO	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・ボイド率変化、気液分離・対向流、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%（2,652MWt）×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次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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）	302.3+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。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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	FP: 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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源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	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	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して設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCP からの漏えい率 （初期）	定格圧力において、約109m^3/h/台 （480gpm/台）相当となる 口径約1.6cm（約0.6インチ）/台 （事象発生時からの漏えいを仮定）	米国NRCにて、保守的な漏えい率とされ、評価で使用されている値を使用。国内のRCPとNRCで評価された米国製RCPとで、漏えい量を決定する流路構造が同等であること及び臨界流モデルで評価した国内製RCPのシールからの漏えい率が米国評価の使用値より更に小さいことを確認していることより、保守的な設定。

第1.15-65表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合））（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	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m^3/h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m^3/hから、ミニフロー流量50m^3/hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 （定格運転時）	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m^3/基 （最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。
	常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量	30m^3/h	想定する流出流量に対して、1次系圧力0.7MPa到達時点で炉心注水を開始することにより、炉心損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
	1次系温度、圧力の保持	1 次冷却材温度 208℃（約 1.7MPa 到達時）及び 1 次冷却材温度 170℃ （約 0.7MPa 到達時）	208℃については、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おそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPaに対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1 次系圧力約 1.7MPa 到達及び代替交流電源確立（60 分）から 10 分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止から 10 分後	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ起動	1 次系圧力 0.7MPa 到達時	運転員等による代替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次系の温度及び圧力の維持を行う圧力である0.7MPa到達後に注水を実施するものとして設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第1.15-66表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合））（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	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・ボイド率変化、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%（2,652MWt）×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次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源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	非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失	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して設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	RCP からの漏えい率 （初期）	定格圧力において1.5m³/h/台 相当となる 口径約0.2cm（約0.07インチ）/台 （事象発生時からの漏えいを仮定）	RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した値に基づき設定。

第1.15-66表　主要解析条件（全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生しない場合））（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	1 次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の 65%） （応答時間 1.2 秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m³/h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m³/hから、ミニフロー流量50m³/hを除いた値により設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 （定格運転時）	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m³/基 （最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。
	漏えい停止圧力	0.83MPa	RCP封水戻りラインに設置している逃がし弁の閉止圧力を基に設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	事象発生から30分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の現地開操作に20分を想定して設定。
	交流電源確立	事象発生後24時間	－
	1次系温度、圧力の保持	1次冷却材温度208℃ （約1.7MPa）到達時及び 1次冷却材温度170℃ （約0.7MPa）到達時	208℃については、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おそれがある窒素の混入を防止するために、蓄圧タンクから1次系に窒素が混入する圧力である約1.2MPaに対して、0.5MPaの余裕を考慮して設定。また、170℃については、余熱除去系への切替え等を考慮して設定。
	蓄圧タンク出口弁閉止	1次系圧力約1.7MPa到達及び代替交流電源確立（24時間）から10分後	運転員等操作時間として、蓄圧タンク出口弁の駆動源である代替交流電源確立の検知及び判断に10分を想定し設定。
	2次系強制冷却再開 （主蒸気逃がし弁開）	蓄圧タンク出口弁閉止＋10分	運転員等操作時間として、主蒸気逃がし弁の調整操作に10分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第1.15-67表　主要解析条件(原子炉格納容器の除熱機能喪失)(1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本重要事故シーケンス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、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%(2,652MWt)×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及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.39+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。 1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: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)	標準値として設定。 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)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器 自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	中破断LOCA 破断位置:低温側配管 破断口径:約10cm(4インチ)	破断位置の差異は小さいものの、蒸気発生器2次側保有水の有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて、低温側配管の破断を設定。破断口径は、原子炉格納容器圧力上昇を厳しくする約10cm(4インチ)を設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	格納容器スプレイ注入機能喪失	格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替えの時期が早くなるため、より崩壊熱の高い時期に高温のサンプ水を炉心注水することになり、原子炉格納容器に放出されるエネルギが大きくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点から厳しい設定。

第1.15-67表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）(2/3)

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	原子炉圧力低 （12.73MPa） （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めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備 作動信号	原子炉圧力異常低 （11.36MPa） （応答時間 0 秒）	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで原子炉格納容器内に放出されるエネルギが増加するため、応答時間は0秒と設定。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性 （2 台） （高圧注入特性： 0～約 220m^3/h、 0～約 19.4MPa） （低圧注入特性： 0～約 1,730m^3/h、 0～約 1.2MPa）	原子炉格納容器圧力を厳しくするように、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。 破断口からの放出量が増加し、原子炉格納容器内に放出されるエネルギが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度の評価の観点から厳しい設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から60秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m^3/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-67表　主要解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）(3/3)

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	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	標準的に最低の保持圧力を設定。 蓄圧タンクの保持圧力が低いと、炉心への注水のタイミングが遅くなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギ量が減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保持圧力を設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m^3/基 （最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。 蓄圧タンクの保有水量が少ないと、原子炉格納容器内に放出されるエネルギが減少する方向となるが、その影響は軽微であることから、標準的に最低の保有水量を設定。
	再循環切替	燃料取替用水タンク 水位低（16%）到達	再循環切替えを行う燃料取替用水タンク水位として設定。 燃料取替用水タンク水量については標準値として設定。
	格納容器 再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 （100℃～約155℃、 約1.9MW～約8.1MW）	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	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開始	原子炉格納容器最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、原子炉補機冷却水サージタンクの現場加圧操作や中央制御室での格納容器再循環ユニットによる冷却開始操作等を考慮して、格納容器内自然対流冷却の開始操作に、原子炉格納容器の最高使用圧力（設計値）より高めの値である0.283MPa（標準値）到達から30分を想定して設定。

第1.15-68表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失））（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果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%（2,652MWt）	定格値を設定。
	1次系圧力（初期）	15.41MPa	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度（初期）	302.3℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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。
	減速材温度係数 （初期）	-13×10^{-5}（ΔK/K）/℃	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2ループ、3ループ、4ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が-13×10^{-5}（ΔK/K）/℃となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心 を代表する ドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、ドップラ係数を保守的に設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。

第1.15-68表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失））（2/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	主給水流量喪失	主給水の喪失を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位異常低（狭域水位 7%）（応答時間 2.0 秒）	多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）（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並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	主蒸気ライン隔離	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動設定点到達から 17 秒後に隔離完了	主蒸気ライン隔離時間は、信号遅れ、タイマ設定値及び主蒸気隔離弁閉止時間を考慮して設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動設定点到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m^3/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-69表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失））（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		SPARKLE-2	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における減速材反応度帰還効果、ドップラ反応度帰還効果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%（2,652MWt）	定格値を設定。
	1次系圧力（初期）	15.41MPa	定格値を設定。
	1次冷却材平均温度（初期）	302.3℃	定格値を設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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。
	減速材温度係数 （初期）	-13×10^{-5}（ΔK/K）/℃	事象進展に影響が大きいパラメータである減速材温度係数は、評価結果を厳しくするように設定。負の反応度帰還効果が小さくなるよう、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、サイクル初期の値をもとに、2ループ、3ループ、4ループ炉心に対して共通に適用できる保守的な値として設定。減速材温度係数の初期値が-13×10^{-5}（ΔK/K）/℃となるように炉心のほう素濃度を高めることにより設定。なお、本設定は平衡炉心より正側の値となっている。 事象進展中の減速材反応度帰還効果は、時々刻々の減速材密度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心 を代表する ドップラ特性	標準値として設定。 ドップラ特性は装荷炉心毎に大きく変わらず評価結果に与える影響は小さいが、燃料温度の低下に伴う正の反応度帰還効果を大きくすることにより評価結果は厳しくなる方向であるため、ドップラ係数を保守的に設定。 事象進展中のドップラ反応度帰還効果は、時々刻々の燃料温度変化等に基づき3次元炉心動特性モデルにより評価される。
	対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	炉心における燃料仕様や燃料装荷パターン、出力分布による影響は小さいため、ウラン燃料平衡炉心に対して、事象進展への影響が大きい反応度帰還効果を保守的に考慮した炉心を設定。
	蒸気発生器 2次側保有水量 （初期）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。

第1.15-69表　主要解析条件（原子炉停止機能喪失（負荷の喪失））（2/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	負荷の喪失	圧力評価の観点で評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるように、蒸気負荷の喪失と主給水の喪失が同時に起こる全主蒸気隔離弁誤閉止もしくは復水器の故障を想定。
	安全機能の喪失に対する仮定	原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、1次冷却材ポンプが作動していることから1次冷却材流量が低下せず、1次冷却材温度上昇が小さくなり、減速材温度係数の負の反応度帰還効果が小さくなるため、圧力評価上厳しくなる。
重大事故等対策に関連する機器条件	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）（主蒸気ライン隔離／補助給水ポンプ作動）	蒸気発生器水位異常低（狭域水位7%）（応答時間2.0秒）	多様化自動作動設備（ATWS緩和設備）（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並びに主蒸気ライン隔離の自動作動）の作動設定点は、評価結果を厳しくするように、設定の下限値である蒸気発生器狭域水位7%を設定。 検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	補助給水ポンプ	多様化自動作動設備（ATWS 緩和設備）作動設定点到達から 60 秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ、タイマ設定値及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m^3/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-70表　主要解析条件（ECCS注水機能喪失）（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化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%（2,652MWt）×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次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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）	302.3+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。 1次冷却材平均温度（1次系保有エネルギ）が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなるとともに、蓄圧注入のタイミングが遅くなり、比較的低温の冷却水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	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	中破断LOCA 破断位置：低温側配管 破断口径：約15cm（6インチ） 約10cm（4インチ） 約 5cm（2インチ）	中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-70表　主要解析条件（ECCS注水機能喪失）（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	原子炉圧力低 （12.73MPa） （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めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 （12.04MPa、水位検出器下端） （応答時間2.0秒）　あるいは 原子炉圧力異常低 （11.36MPa） （応答時間2.0秒）	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	余熱除去ポンプ	最小注入特性 （2台） （低圧注入特性： 0～約830m^3/h、 0～約0.7MPa）	余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。 炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達から60秒後に 注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m^3/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 （定格運転時）	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa（最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m^3/基（最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	2次系強制冷却開始 （主蒸気逃がし弁開）	非常用炉心冷却設備作動信号発信から10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に1分を想定して設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。

第1.15-71表　主要解析条件(ECCS再循環機能喪失)(1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化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%(2,652MWt)×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及び炉心保有熱も大きくなり、1次冷却材の蒸散量が大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、燃料被覆管温度が高くなり厳しい設定。
	1次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	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 次系圧力が高いと、ECCS 注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+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。 1次冷却材平均温度が高いと、ECCS 注水流量が少なくなるとともに、蓄圧注入のタイミングも遅くなることから、炉心水位を確保しにくくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP: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)	標準値として設定。 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)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置:低温側配管 破断口径:完全両端破断	破断位置は、炉心冠水遅れや炉心冷却能力低下の観点から低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(約0.70m(27.5インチ))の完全両端破断として設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	ECCS 再循環機能喪失	ECCS再循環機能(低圧再循環機能)が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、非常用炉心冷却設備の作動が早くなり、再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなる。
	再循環切替	燃料取替用水タンク水位低(16%) 到達時にECCS 再循環に失敗	再循環切替えを行う燃料取替用水タンク水位として設定。 燃料取替用水タンク水量については標準値として設定。

第1.15-71表　主要解析条件（ECCS再循環機能喪失）（2/3）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa） （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めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 （11.36MPa） （応答時間0秒）	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。 非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。
	原子炉格納容器スプレイ作動信号	原子炉格納容器圧力異常高 （0.136MPa） （応答時間0秒）	原子炉格納容器スプレイ作動限界値の標準値として設定。 原子炉格納容器スプレイ設備の作動が早くなることで再循環切替失敗の時期が早くなる。このため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しくなることから、応答時間は0秒と設定。
	充てん／高圧注入ポンプ 余熱除去ポンプ	最大注入特性（2台） （高圧注入特性：0～約350m³/h、0～約15.6MPa） 低圧注入特性（0～約1,820m³/h、0～約1.3MPa）	充てん／高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプ注入特性の標準値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大注入特性を設定。 炉心への注水量が多いと水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
	格納容器スプレイポンプ	最大流量 （注入時：2台） （再循環時：1台）	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。 再循環切替時間が早くなるように、最大流量を設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと水源である燃料取替用水タンクの水位低下が早くなるため、再循環切替失敗時点での炉心崩壊熱が高くなり、炉心水位の低下が早く、代替再循環への切替操作時間の観点で厳しい設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m³/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

第1.15-71表　主要解析条件(ECCS再循環機能喪失)(3/3)

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	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa(最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m³/基(最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最低の保有水量を設定。
	代替再循環注水流量	200m³/h	再循環切替時間約19分時点での崩壊熱に相当する蒸散量(約112m³/h)を上回る流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	代替再循環開始	再循環切替失敗から30分後 (この間は注水がないと仮定)	運転員等操作時間として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環の現場での系統構成や中央制御室での代替再循環開始操作等に余裕を考慮して、代替再循環の開始操作に30分を想定して設定。なお、運用上は解析コードMAAPの炉心水位の予測の不確かさを考慮し、格納容器スプレイポンプによる代替再循環を実際に見込まれる操作時間であるECCS再循環切替失敗から15分後(訓練実績:7分)までに開始する。

第1.15-72表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（1/3）

項目		主要解析条件		条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5		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・ボイド率変化、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%（2,652MWt）×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次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa		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次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水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）	302.3+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。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水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	FP：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）		標準値として設定。 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）	48t/基		蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	余熱除去系統入口隔離弁の誤開 又は破損		余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損による余熱除去系統の圧力上昇により、余熱除去系統からの漏えいが発生するものとして設定。
		破断箇所	破断口径	余熱除去ポンプ入口逃がし弁については、実機における口径を基に設定。 余熱除去冷却器出口逃がし弁については、口径の標準値として設定。 余熱除去系機器等については、実機での破断面積に係る評価結果を上回る値として、NUPEC報告書の値を基に設定。 なお、本設定は実機で想定される余熱除去系逃がし弁と余熱除去系機器等の破断口径として設定した合計値と等価である。 また、余熱除去系機器等の破断面積の評価においては、余熱除去系統の圧力挙動の評価結果を踏まえ、配管破断は生じることはなく、余熱除去系統の低圧側に静的に1次冷却材系統の圧力、温度相当まで加圧及び加温されるものとしている。
		原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁	約3.3cm （約1.3インチ）	
		原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁	約11cm （約4.2インチ）	
		原子炉格納容器外の余熱除去系機器等	約4.1cm （約1.6インチ）	
	安全機能の喪失 に対する仮定	余熱除去機能喪失		余熱除去機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし		外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-72表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（2/3）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa） （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めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力異常低 （11.36MPa） （応答時間2.0秒）	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	充てん／高圧注入ポンプ	最大注入特性 （2台） （高圧注入特性： 0～約220m³/h、 0～約19.4MPa）	充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m³/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m³/基 （最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 （定格運転時）	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。
	余熱除去系逃がし弁吹止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	余熱除去系逃がし弁は設計値にて閉止するものとして設定。

第1.15-72表　主要解析条件（格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA））（3/3）

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操作条件	2次系強制冷却開始	安全注入信号発信から25分後	運転員等操作時間として、事象判断に10分、安全注入信号のリセット操作、余熱除去ポンプ停止操作、余熱除去系統の中央制御室からの隔離操作等に14分、主蒸気逃がし弁開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
	非常用炉心冷却設備から充てん系への切替	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、充てん／高圧注入ポンプの高圧モードから充てんモードへの切替操作に2分を想定して設定。
	充てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内を維持するように設定。

第1.15-73表　主要解析条件(格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故))(1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	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・ボイド率変化、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%(2,652MWt)×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次系圧力 (初期)	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水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)	302.3+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。 1次冷却材平均温度が高いと2次系強制冷却による1次系の減温、減圧が遅くなり、非常用炉心冷却設備注水のタイミングが遅くなることに伴い、比較的低温の冷却水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	FP: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)	標準値として設定。 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)	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
事故条件	起因事象	1基の蒸気発生器の伝熱管1本の 両端破断	1基の蒸気発生器の伝熱管1本が瞬時に両端破断するものとして設定。
	安全機能の喪失 に対する仮定	主蒸気安全弁1個の開固着	破損側蒸気発生器隔離失敗の想定として、原子炉トリップ後に主蒸気逃がし弁が作動した時点で、破損側蒸気発生器につながる主蒸気安全弁1個が開固着するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設作動設備の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。

第1.15-73表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（2/3）

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	原子炉圧力低 （12.73MPa） （応答時間2.0秒） あるいは 過大温度ΔT高 （1次冷却材温度等の関数） （応答時間6.0秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 （12.04MPa、水位検出器下端） （応答時間2.0秒）	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いる非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発信遅れ時間を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	充てん／高圧注入ポンプ	最大注入特性 （2台） （高圧注入特性： 0～約220m^3/h、 0～約19.4MPa）	充てん／高圧注入ポンプ2台を使用するものとし、漏えい量を増加させる観点から、設計値に注入配管の流路抵抗等を考慮した最大注入特性を設定。
	補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達から60秒後に注水開始	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		280m^3/h/3SG	電動補助給水ポンプ2台及びタービン動補助給水ポンプ1台の補助給水全台運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を想定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	主蒸気逃がし弁	定格ループ流量の10%/個 （定格運転時）	定格運転時において、設計値として各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理できる流量として設定。

第1.15-73表　主要解析条件（格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故））（3/3）

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操作条件	①破損SGへの補助給水停止 ②破損SGからのタービン動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止 ③破損SG主蒸気隔離弁閉止	原子炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、①、②及び③の操作に約2分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	健全側主蒸気逃がし弁開	破損SG隔離操作完了後1分で開始	運転員等操作時間として、破損SG隔離操作完了後、主蒸気逃がし弁の中央制御室開操作に1分を想定し、必要な時間を積み上げて設定。
	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。
	加圧器逃がし弁の開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作として、加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件が成立すれば適宜開閉するよう設定。
	非常用炉心冷却設備から充てん系への切替	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作時間として、充てん／高圧注入ポンプの高圧モードから充てんモードへの切替操作に2分を想定して設定。
	充てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作として、加圧器水位計測範囲内を維持するように設定。
	余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	余熱除去運転条件が成立すれば、余熱除去系統による炉心冷却を開始するよう設定。

第1.15-74表　主要解析条件（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））（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	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・ボイド率変化、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	原子炉停止後の時間	55時間	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	大気圧（0MPa）	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 （初期）	93℃（保安規定モード5）	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから、厳しい設定。
	1次冷却材水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+8cm	評価結果を厳しくするように、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器のベント弁2個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	運転中の 余熱除去系機能喪失	余熱除去ポンプ1台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の 余熱除去系機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第1.15-74表　主要解析条件（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））（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	充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量	30m^3/h	原子炉停止後55時間後を事象開始として、充てん／高圧注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約29.7m^3/hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てん／高圧注入ポンプ起動	事象発生から50分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に計50分を想定して設定。

第1.15-75表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5	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・ボイド率変化、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	原子炉停止後の時間	55時間	評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	大気圧（0MPa）	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 （初期）	93℃（保安規定モード5）	評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1次冷却材水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+8cm	評価結果を厳しくするように、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器のベント弁2個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし	崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源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	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	外部電源喪失	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

第1.15-75表　主要解析条件（全交流動力電源喪失）(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	常設電動注入ポンプの原子炉への注水流量	30m³/h	原子炉停止後55時間後を事象開始として、常設電動注入ポンプの起動時間50分時点における崩壊熱による蒸散量約29.7m³/hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	事象発生から 50 分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断、代替交流電源の準備並びに常設電動注入ポンプによる炉心注水操作に計50分を想定して設定。

第1.15-76表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（1/2）

項目		主要解析条件		条件設定の考え方
解析コード		M-RELAP5		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・ボイド率変化、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	原子炉停止後の時間	55時間		評価結果を厳しくするように、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。 原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸散率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	大気圧（0MPa）		ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態としていることから設定。
	1次冷却材高温側温度 （初期）	93℃（保安規定モード5）		評価結果を厳しくするように、ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として設定。 1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくくなることから厳しい設定。
	1次冷却材水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+8cm		評価結果を厳しくするように、プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転時の水位に余裕を見た水位として設定。 ミッドループ運転時の水位が低いと1次系保有水量が少なくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）		標準値として設定。 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。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3		燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	1次系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器のベント弁2個開放		ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。
	2次系の状態	2次系からの冷却なし		崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から、2次系からの冷却は想定しない。
事故条件	起因事象	余熱除去系からの 1次冷却材の流出	380m^3/h （余熱除去機能喪失まで 流量一定で流出）	余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量を設定（ミッドループ運転中に原子炉冷却材系統と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系があるが、1次系保有水の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系からの流出を設定）。
			燃料取替用水タンク戻り配管の口径である約20cm（8インチ）口径相当の漏えい （余熱除去機能喪失後）	誤開した弁の復旧を見込まず、余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出口径は余熱除去系統の最大口径を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失		余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系の機能喪失し、さらにこれに伴い待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし		外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。

第1.15-76表　主要解析条件（原子炉冷却材の流出）（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	充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量	31m³/h	原子炉停止後55時間後を事象開始として、充てん／高圧注入ポンプの起動時間約23分時点における崩壊熱による蒸散量約29.8m³/hを上回る値として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	充てん／高圧注入ポンプ起動	余熱除去機能喪失から20分後	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断並びに充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。

第1.15-77表　主要評価条件（反応度の誤投入）（1/2）

項目		主要評価条件		条件設定の考え方
初期条件	制御棒	全挿入状態		低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態を設定。
	1次系有効体積	215m^3		1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加する。よって、加圧器体積、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた1次系の有効体積として設定。 1次系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。
	初期ほう素濃度	2,700ppm （燃料取替え時のほう素濃度）		原子炉停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、同タンクのほう素濃度として保安規定にて定められた制限値を設定。 運転停止中の1次系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、制限値以上のほう素濃度となっていることから厳しい設定。
	臨界ほう素濃度	1,800ppm		サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における、ウラン炉心の臨界ほう素濃度の評価値に、炉心のばらつき等を考慮しても余裕のある値として設定。 臨界ほう素濃度は、高いほど初期ほう素濃度との差が小さくなることから厳しい設定。
事故条件	起因事象	1次系への 純水注水	81.8m^3/h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤操作等により、1次冷却材中に純水が注入されるとして設定。1次系補給水ポンプ2台運転時の全容量（約78.7m^3/h）に余裕をもたせた値として設定。 1次系純水注水流量は、大きいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加することから厳しい設定。
	外部電源	外部電源あり		1次系補給水ポンプにより原子炉への純水が流入して反応度が投入される事象を想定するため、外部電源がある場合を設定。

第1.15-77表　主要評価条件（反応度の誤投入）（2/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関連する機器条件	「中性子源領域炉停止時中性子束高」	停止時中性子束レベルの0.8デカード上	この警報は、原子炉停止時に中性子束レベルが上昇した場合の運転員への注意喚起のため、信号の揺れを考慮して、停止時中性子束レベルから0.5デカード（$10^{0.5}$=約3.2倍）上で発信するよう設定されている。有効性評価では、警報発信から臨界までの時間的余裕を保守的に評価するため、計器の誤差も考慮した0.8デカード（$10^{0.8}$=約6.3倍）上として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	希釈停止操作	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生の検知及び判断に10分、希釈停止操作に1分を想定して設定。

第1.15-78表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（1/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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%（2,652MWt）×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、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

第1.15-78表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（2/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、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ものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	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喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-78表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））（3/3）

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	1次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の65%） （応答時間1.2秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m^3/h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m^3/hから、ミニフロー流量50m^3/hを除いた値により設定。
	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m^3/基 （最低保有水量）	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m^3/h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 （100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から 30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-79表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（1/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等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。
初期条件	炉心熱出力 （初期）	100%（2,652MWt）×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、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

第1.15-79表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（2/3）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源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	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	RCP からの漏えい率（初期）	定格圧力において1.5m³/h/台相当となる口径約0.2cm（約0.07インチ）／台（事象発生時からの漏えいを仮定）	RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した結果に基づき設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-79表　主要解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））（3/3）

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		1次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の65%） （応答時間1.2秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	蓄圧タンク保持圧力		4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量		29.0m^3/基 （最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁		95t/h/個 （2個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量		140m^3/h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット		2基 1基当たりの除熱特性 （100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ		効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
重大事故等対策に関連する操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始から10分後	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後	運転員操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量1,700m^3到達 ＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。（燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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開始		事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-80表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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%（2,652MWt）×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、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

第1.15-80表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	外部電源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	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失するものとする。また、補助給水機能及び原子炉補機冷却機能が喪失するものとして設定。
	RCP からの漏えい率（初期）	定格圧力において1.5m^3/h/台相当となる口径約0.2cm（約0.07インチ）／台（事象発生時からの漏えいを仮定）	RCPシールが健全な場合の漏えい率を評価した結果に基づき設定。
	外部電源	外部電源なし	起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-80表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）（3/4）

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	1次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の65%） （応答時間1.2秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m^3/基 （最低保有水量）	標準的に最低の保有水量を設定。
	加圧器逃がし弁	95t/h/個 （2個）	加圧器逃がし弁の設計値として設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m^3/h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 （100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定。
	原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定。

第1.15-80表　主要解析条件（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）(4/4)

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操作条件	加圧器逃がし弁開		炉心溶融開始から10分後	運転員等操作時間として、加圧器逃がし弁への現場空気供給操作や中央制御室での加圧器逃がし弁開操作に10分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの運転条件	開始	炉心溶融開始から30分後	運転員操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		一旦停止	原子炉格納容器保有水量1,700m^{3}到達＋原子炉格納容器最高使用圧力未満	原子炉格納容器内注水の停止条件に余裕を見た値として設定。（燃料取替用水タンク保有水のほぼ全量に相当する水量）
		再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ再開操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
		停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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開始		事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-81表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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%（2,652MWt）×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、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

第1.15-81表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、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ものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	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喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を 考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-81表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）(3/4)

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	1次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の65%） （応答時間1.2秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m³/h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m³/hから、ミニフロー流量50m³/hを除いた値により設定。
	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m³/基 （最低保有水量）	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m³/h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 （100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定。
	エントレインメント係数	Ricou-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定。
	溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定。

第1.15-81表　主要解析条件（原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）(4/4)

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操作条件	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-82表　主要解析条件（水素燃焼）（1/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。
		GOTHIC	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、格納容器スプレイ及び水素処理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%（2,652MWt）×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の評価の観点から厳しい設定。
	1次系圧力（初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度（初期）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	80,100m^3 （最小自由体積）	設計値を基に設定。 体積が小さいと、原子炉格納容器内の水素濃度の観点から厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きめの値	設計値を基に設定。 ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期温度	50℃	設計値を基に設定。 初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。
	原子炉格納容器初期圧力	大気圧（0kPa）	設計値を基に設定。 初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第1.15-82表　主要解析条件（水素燃焼）（2/2）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム－水反応により水素が発生する時間が早くなるため、静的触媒式水素再結合装置の水素処理が厳しくなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能及び 高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源あり	外部電源がある場合、格納容器スプレイが早期に起動し、水蒸気が凝縮されることにより、水素濃度の観点から厳しい設定。
	水素の発生	・全炉心内のZr量の75%と水の反応による発生を考慮 ・水の放射線分解及び金属腐食による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、標準値として設定。 金属腐食で考慮する金属量及び表面積は標準値として設定。
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ	事故初期からの 原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	29.0m^3/基（最低保有水量）	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	静的触媒式水素再結合装置性能	1.2kg/h/基 （水素濃度4vol%、 圧力0.15MPa[abs]時）	設計値を基に設定。
	静的触媒式水素再結合装置基数	5基	配備基数を設定。
	イグナイタ	効果を期待せず	水素濃度の観点で厳しくなるようイグナイタの効果は期待しない。
	格納容器スプレイポンプ	事象発生112秒後に スプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。
		最大流量	格納容器スプレイポンプ流量は、設計値より多めの値である標準値として設定。 原子炉格納容器へのスプレイ量が多いと、水蒸気の凝縮が促進されるため、水素濃度の観点から厳しい設定。

第1.15-83表　主要解析条件（溶融炉心－コンクリート相互作用）（1/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達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%（2,652MWt）×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、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなることから、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次系圧力 （初期）	15.41+0.21MPa	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次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 （初期）	302.3+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。 1次冷却材温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギが大きくなり厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP：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）	標準値として設定。 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）	48t/基	蒸気発生器2次側保有水量の標準値として設定。
	燃料取替用水 タンク水量	1,900m^3	燃料取替用水タンク水量の標準値として設定。
	原子炉格納容器自由体積	67,400m^3	原子炉格納容器自由体積の標準値として設定。
	ヒートシンク	標準値	ヒートシンクは、設計値より小さめの値（標準値）として設定。

第1.15-83表　主要解析条件（溶融炉心－コンクリート相互作用）（2/4）

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断	原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断を設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び 格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、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ものとして設定。
		・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	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喪失の重畳を考慮するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定に基づき外部電源なしを想定。
	水素の発生	ジルコニウム－水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。

第1.15-83表　主要解析条件（溶融炉心－コンクリート相互作用）(3/4)

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	1次冷却材ポンプ電源電圧低 （定格値の65%） （応答時間1.2秒）	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、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た遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		160m^3/h/3SG	タービン動補助給水ポンプの設計値210m^3/hから、ミニフロー流量50m^3/hを除いた値により設定。
	蓄圧タンク 保持圧力	4.04MPa （最低保持圧力）	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク 保有水量	29.0m^3/基 （最低保有水量）	炉心への注水量を少なくする最低の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプによるスプレイ流量	140m^3/h	原子炉格納容器内への注水流量を設計上期待できる値として設定。
	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 （100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW）	格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
	静的触媒式水素再結合装置及び イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。
	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されているため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m^2相当（大気圧条件）	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

第1.15-83表　主要解析条件（溶融炉心－コンクリート相互作用）(4/4)

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操作条件	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始	炉心溶融開始から30分後	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現地操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ停止	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	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開始	事象発生から24時間後	格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮して24時間を想定して設定。

第1.15-84表　主要評価条件（想定事故1）

項　目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	8.489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	事象発生前使用済燃料ピット水位（初期水位）	使用済燃料ピット 水位低警報レベル （NWL－0.08m）	使用済燃料ピット水位の実運用に基づき設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点からA、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m³/h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から 6時間20分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第1.15-85表　主要評価条件（想定事故2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
初期条件	使用済燃料ピット崩壊熱	8.489MW	核分裂生成物が多く崩壊熱が高めとなるように、原子炉の運転停止後に取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料ピット貯蔵容量満杯に保管した状態を設定。 崩壊熱の計算に当たっては、FPについては日本原子力学会推奨値、アクチニドについてはORIGEN2を用いて算出。
	事象発生前使用済燃料ピット水温（初期水温）	40℃	使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として設定。
	使用済燃料ピットに隣接するピットの状態	A、Bピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピット接続	燃料取出直後の状態に基づき設定するが、蒸発に寄与する水量は、補給までの余裕時間の観点からA、Bピットのみを考慮して設定。また水量は使用済燃料、ラック等の体積を除いて算出。
事故条件	冷却系配管の破断によって想定される初期水位	通常水位（NWL）－約1.3m	使用済燃料ピットの水位が最も低下する可能性のあるサイフォン現象等として、使用済燃料ピット冷却系出口配管の破断による漏えいを想定。評価においては、使用済燃料ピット入口配管に設置されているサイフォンブレイカの効果を考慮。
	安全機能の喪失に対する仮定	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能喪失	使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点で厳しくなる外部電源がない場合を想定する。
重大事故等対策に関連する機器条件	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	燃料頂部から約4.21m	使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮蔽設計基準値（0.15mSv/h）となる水位を設定。
	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水流量	20m^3/h	崩壊熱による蒸散量に対して燃料損傷防止が可能な流量として設定。
重大事故等対策に関連する操作条件	使用済燃料ピット補給用水中ポンプの使用済燃料ピットへの注水開始	事象発生から6時間20分後	使用済燃料ピット水位を放射線の遮蔽が維持できる水位に保つ必要があり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達する前までに注水操作を実施するとして、事象発生の確認及び移動に必要な時間等を考慮して設定。

第1.15-86表　制御棒飛び出し解析結果（高温零出力）

項目＼ケース		サイクル初期	サイクル末期
燃料エンタルピ最大値（kJ/kg・UO_2）		428	461
ピーク出力部燃料エンタルピ最大値（kJ/kg・UO_2）		393	449
ピーク出力部燃料エンタルピ増分の最大値（kJ/kg・UO_2）	燃焼度　25,000MWd/t未満	316	372
	燃焼度　25,000MWd/t以上 40,000MWd/t未満	203	340
	燃焼度　40,000MWd/t以上 65,000MWd/t未満	203	241
	燃焼度　65,000MWd/t以上 75,000MWd/t程度まで	該当燃焼度のペレットなし	227

第1.15-87表　大破断解析結果(低温側配管両端破断)

流　出　係　数	1.0	0.6	0.4
燃　料　被　覆　管　最　高　温　度 (℃)	934	955	1,027
局所的最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.5	1.7	3.6
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.3以下	0.3以下	0.3以下

第1.15-88表　大破断解析結果
(低温側配管両端破断、流出係数0.4)

燃料被覆管最高温度	1,027℃
燃料被覆管最高温度出現位置	炉心下端から2.13m
高温燃料棒のバースト発生時間	事故発生の35秒後
高温燃料棒のバースト位置	炉心下端から1.83m
局所的最大ジルコニウム－水反応量	3.6%
全炉心平均ジルコニウム－水反応量	0.3%以下

第1.15-89表　小破断解析結果

項　　目	液相部破断			気相部破断
破断配管口径 (cm)	30.5	25.4	20.3	13
燃料被覆管最高温度 (℃)	684	713	630	炉心露出せず
局所的最大ジルコニウム－水反応量 (%)	0.1	0.1	0.1	－
全炉心平均ジルコニウム－水反応量 (%)	0.1以下	0.1以下	0.1以下	－

第1.15-90表　原子炉停止機能喪失(主給水流量喪失)時の感度解析結果

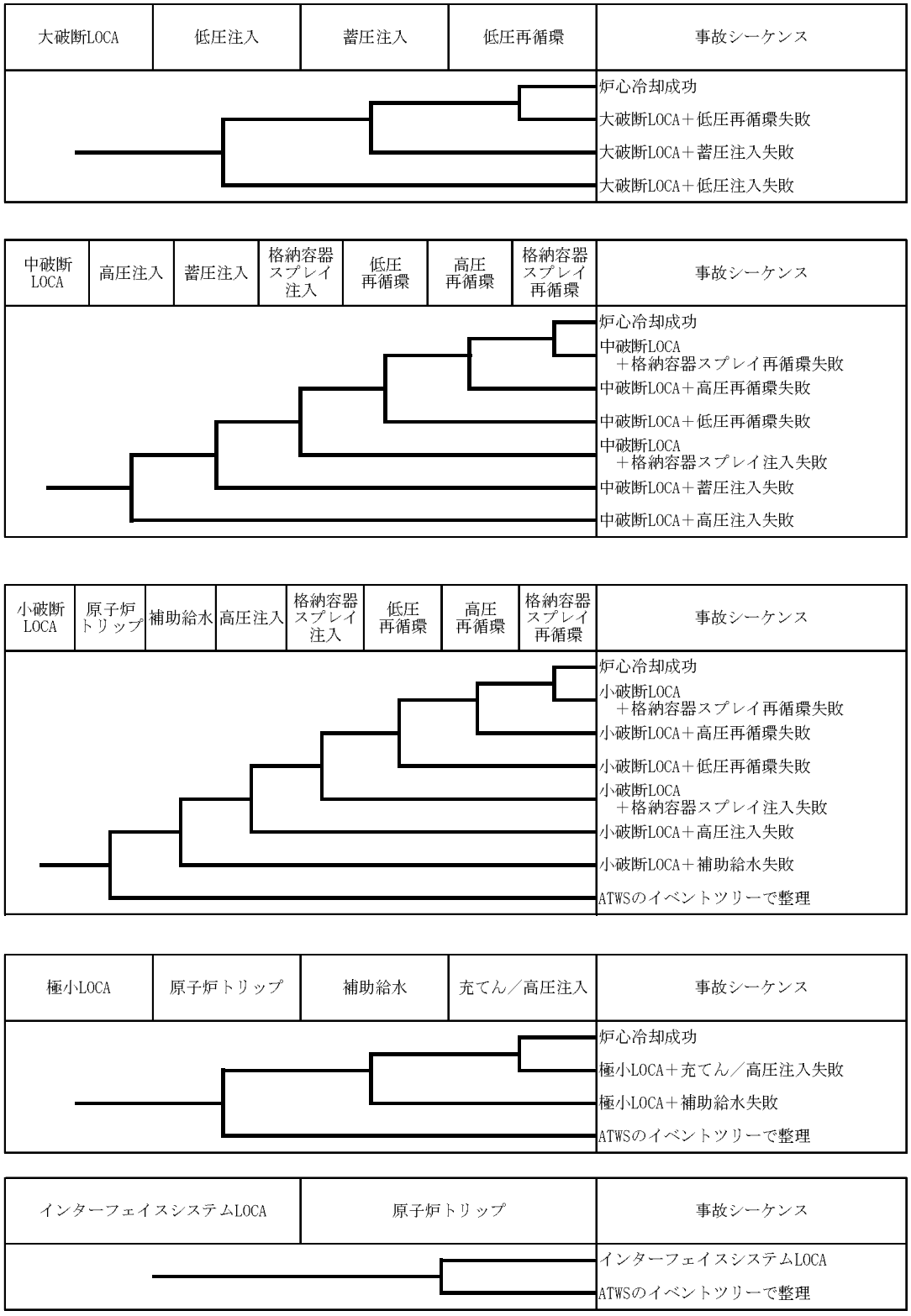
解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
基本ケース	-13×10^{-5}(ΔK/K)/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa
感度解析 ケース	-13×10^{-5}(ΔK/K)/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.0MPa

＊:初期定常誤差として、炉心熱出力:定格値+2%、1次冷却材平均温度:定格値+2.2℃、1次系圧力:定格値+0.21MPaを考慮。

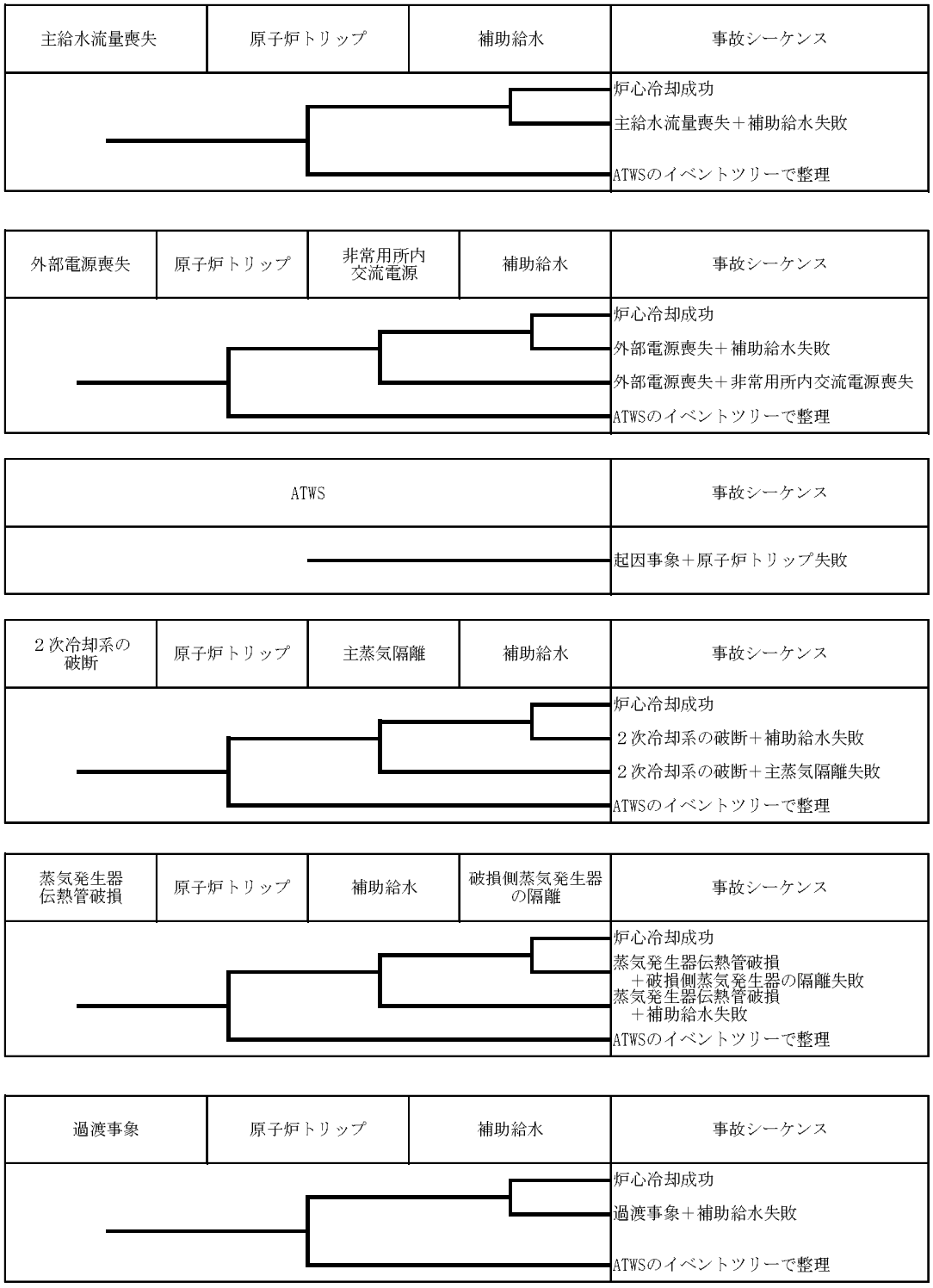
第1.15-91表　原子炉停止機能喪失(負荷の喪失)時の感度解析結果

解析ケース	減速材温度係数 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
基本ケース	-13×10^{-5}(ΔK/K)/℃	標準値	考慮しない	約 18.5MPa
感度解析 ケース	-13×10^{-5}(ΔK/K)/℃	標準値+20%	考慮する*	約 19.2MPa

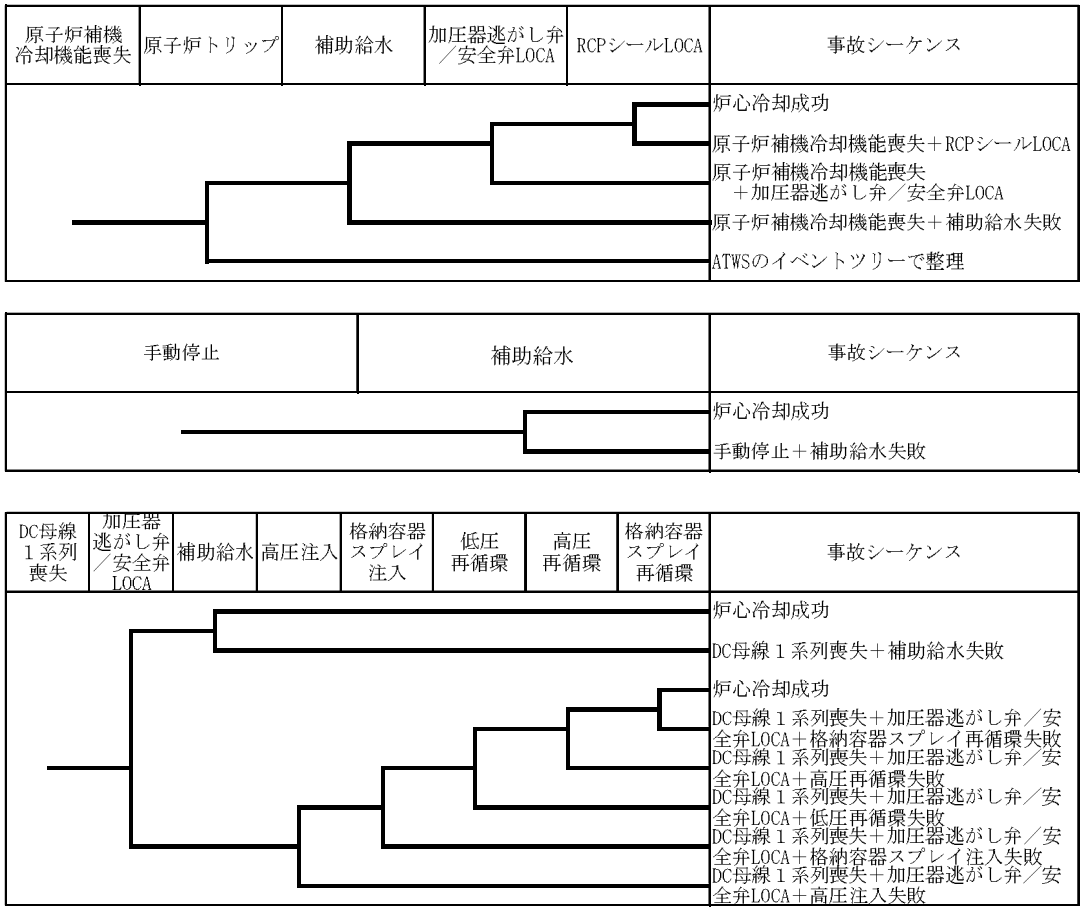
＊:初期定常誤差として、炉心熱出力:定格値+2%、1次冷却材平均温度:定格値+2.2℃、1次系圧力:定格値+0.21MPaを考慮。



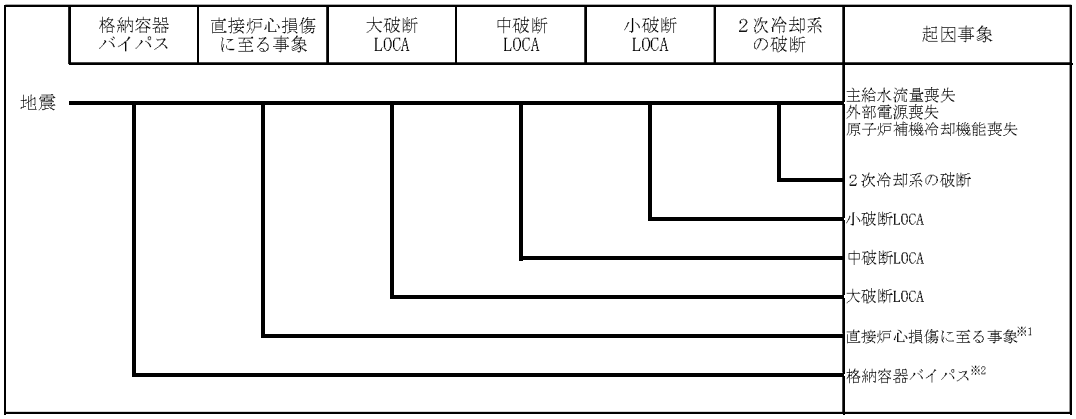
第1.15-1図　PRAにおけるイベントツリー（1/3）



第1.15-1図　PRAにおけるイベントツリー(2/3)



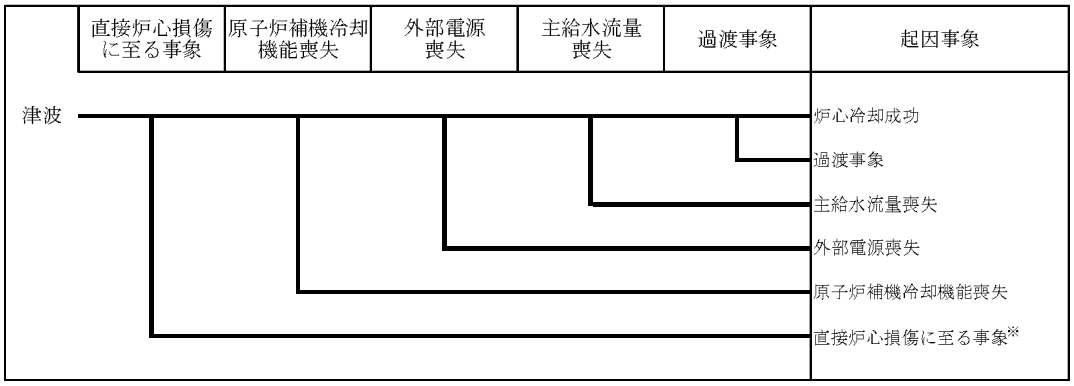
第1.15-1図　PRAにおけるイベントツリー(3/3)



※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、炉内構造物損傷(過渡事象＋補助給水失敗)、複数の信号系損傷

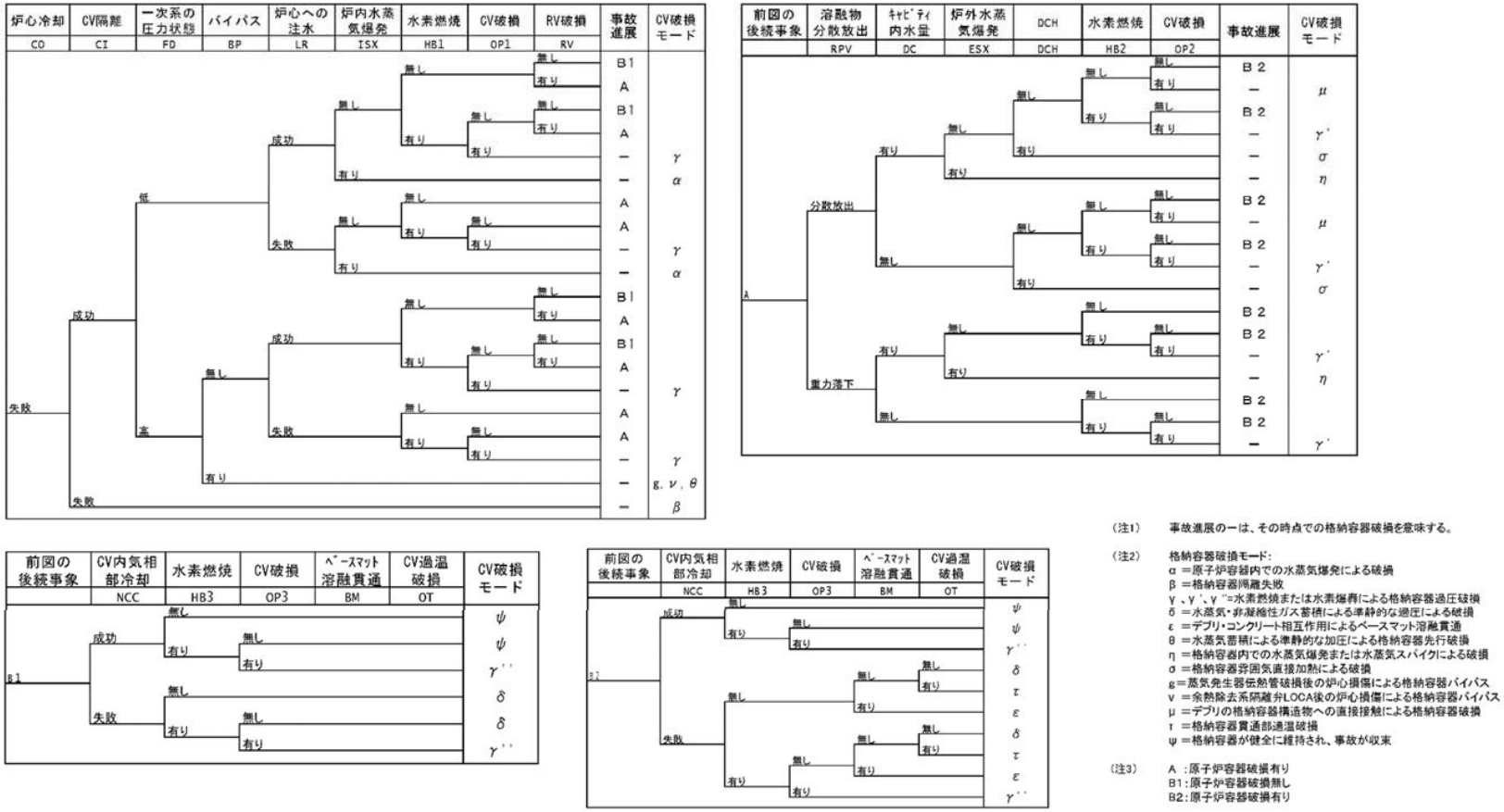
※2:蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)

第1.15-2図　地震PRA階層イベントツリー



※:複数の信号系損傷

第1.15-3図　津波PRA階層イベントツリー

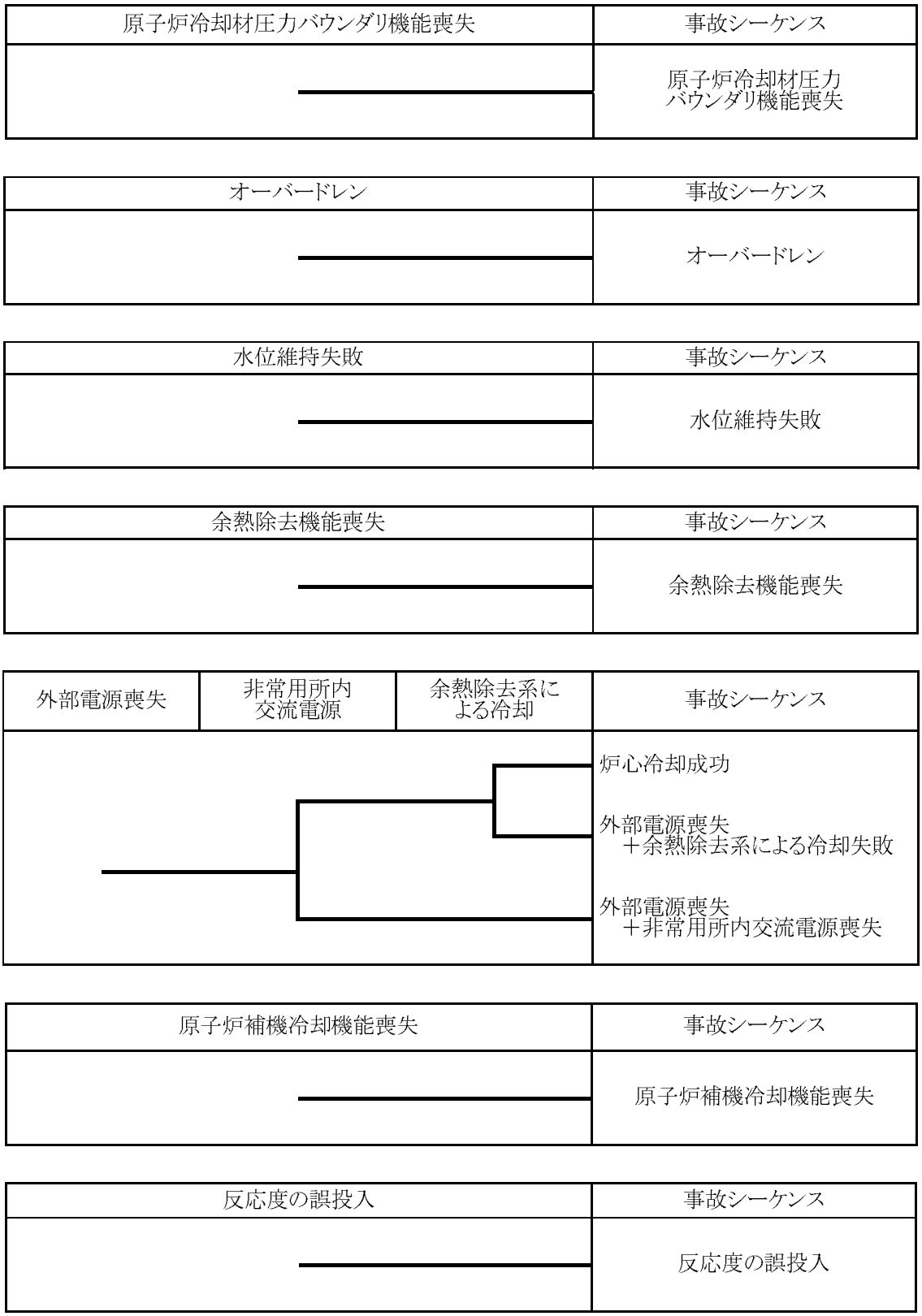


（注1）　事故進展の－は、その時点での格納容器破損を意味する。

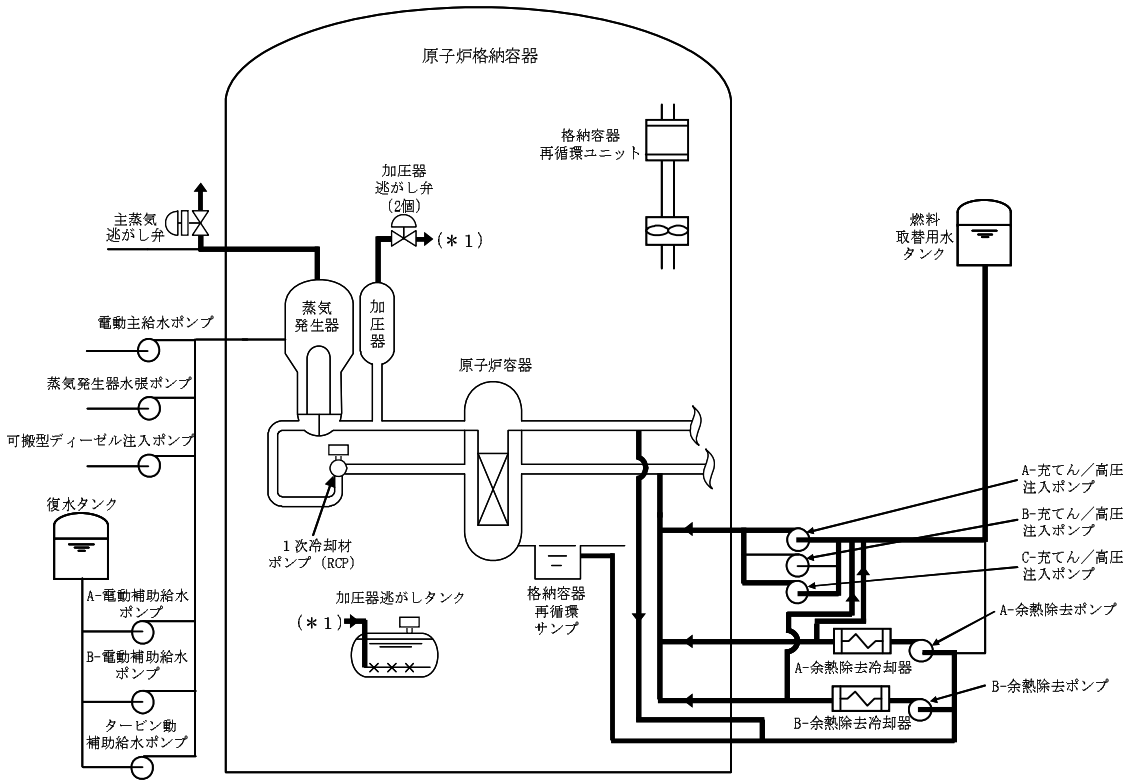
（注2）　格納容器破損モード:
α ＝原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
β ＝格納容器隔離失敗
γ 、γ ', γ ''=水素燃焼または水素爆轟による格納容器過圧破損
δ ＝水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
ε ＝デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
θ ＝水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損
η ＝格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損
σ ＝格納容器雰囲気直接加熱による破損
g＝蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
ν ＝余熱除去系隔離弁LOCA後の炉心損傷による格納容器バイパス
μ ＝デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
τ ＝格納容器貫通部過温破損
ψ ＝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

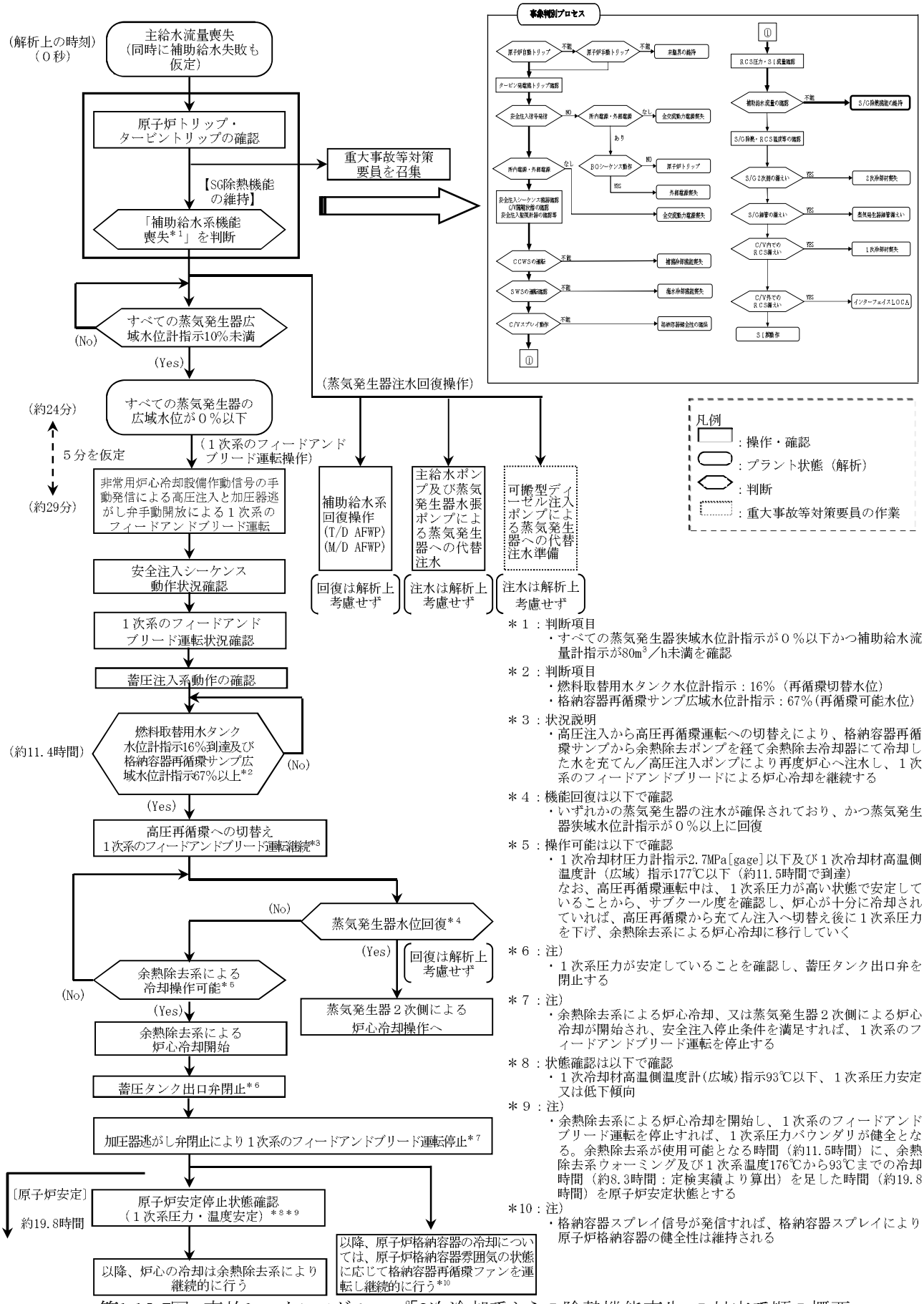
第1.15-4図　格納容器イベントツリー



第1.15-5図　停止時PRAにおけるイベントツリー



第1.15-6図　2次冷却系からの除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



＊１：判断項目
・すべての蒸気発生器狭域水位計指示が０％以下かつ補助給水流量計指示が80m^3／h未満を確認

＊２：判断項目
・燃料取替用水タンク水位計指示：16％（再循環切替水位）
・格納容器再循環サンプ広域水位計指示：67％(再循環可能水位)

＊３：状況説明
・高圧注入から高圧再循環運転への切替えにより、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器にて冷却した水を充てん／高圧注入ポンプにより再度炉心へ注水し、１次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

＊４：機能回復は以下で確認
・いずれかの蒸気発生器の注水が確保されており、かつ蒸気発生器狭域水位計指示が０％以上に回復

＊５：操作可能は以下で確認
・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計（広域）指示177℃以下（約11.5時間で到達）
なお、高圧再循環運転中は、１次系圧力が高い状態で安定していることから、サブクール度を確認し、炉心が十分に冷却されていれば、高圧再循環から充てん注入へ切替え後に１次系圧力を下げ、余熱除去系による炉心冷却に移行していく

＊６：注）
・１次系圧力が安定していることを確認し、蓄圧タンク出口弁を閉止する

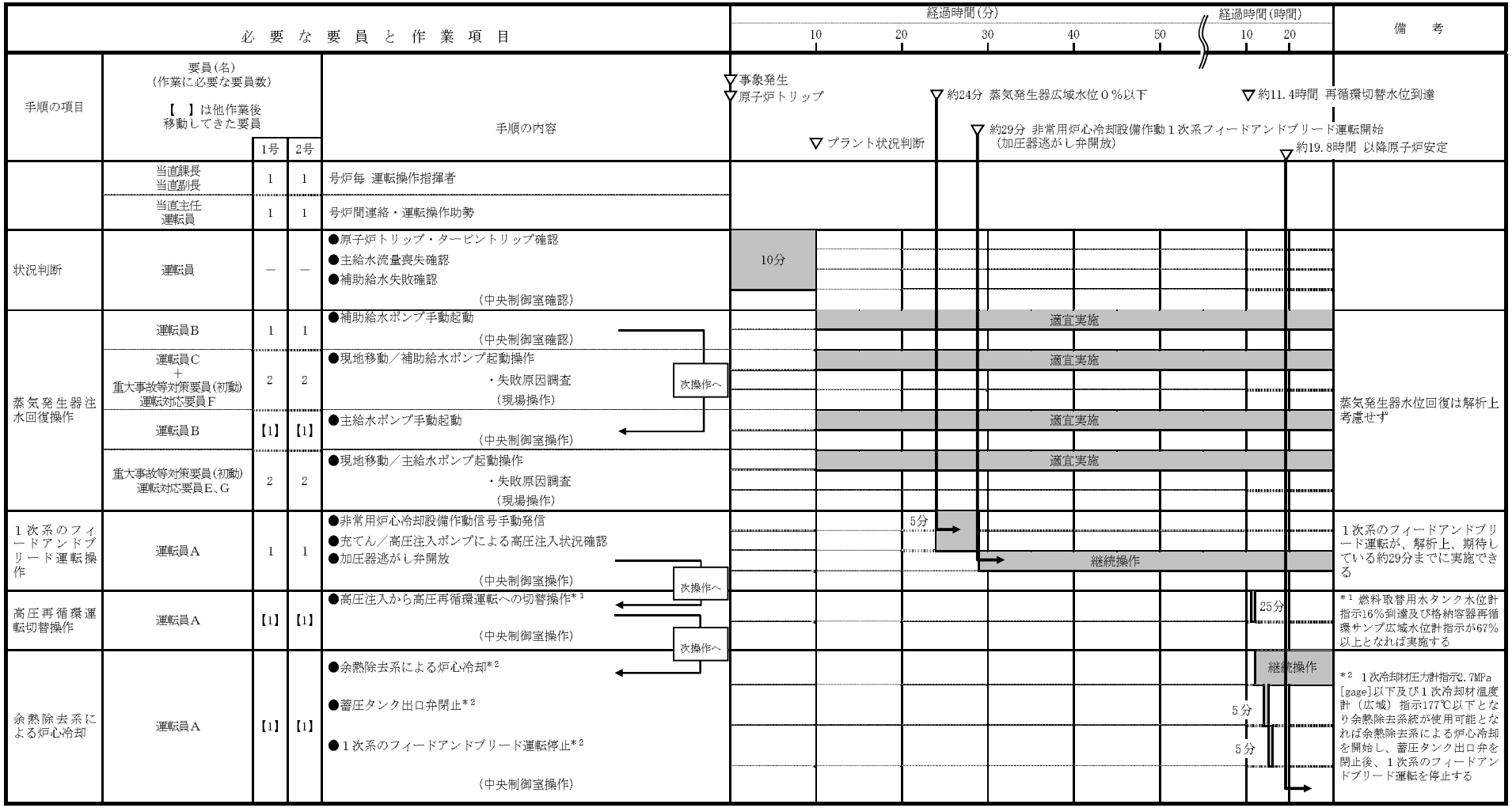
＊７：注）
・余熱除去系による炉心冷却、又は蒸気発生器２次側による炉心冷却が開始され、安全注入停止条件を満足すれば、１次系のフィードアンドブリード運転を停止する

＊８：状態確認は以下で確認
・１次冷却材高温側温度計(広域)指示93℃以下、１次系圧力安定又は低下傾向

＊９：注）
・余熱除去系による炉心冷却を開始し、１次系のフィードアンドブリード運転を停止すれば、１次系圧力バウンダリが健全となる。余熱除去系が使用可能となる時間（約11.5時間）に、余熱除去系ウォーミング及び１次系温度176℃から93℃までの冷却時間（約8.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約19.8時間）を原子炉安定状態とする

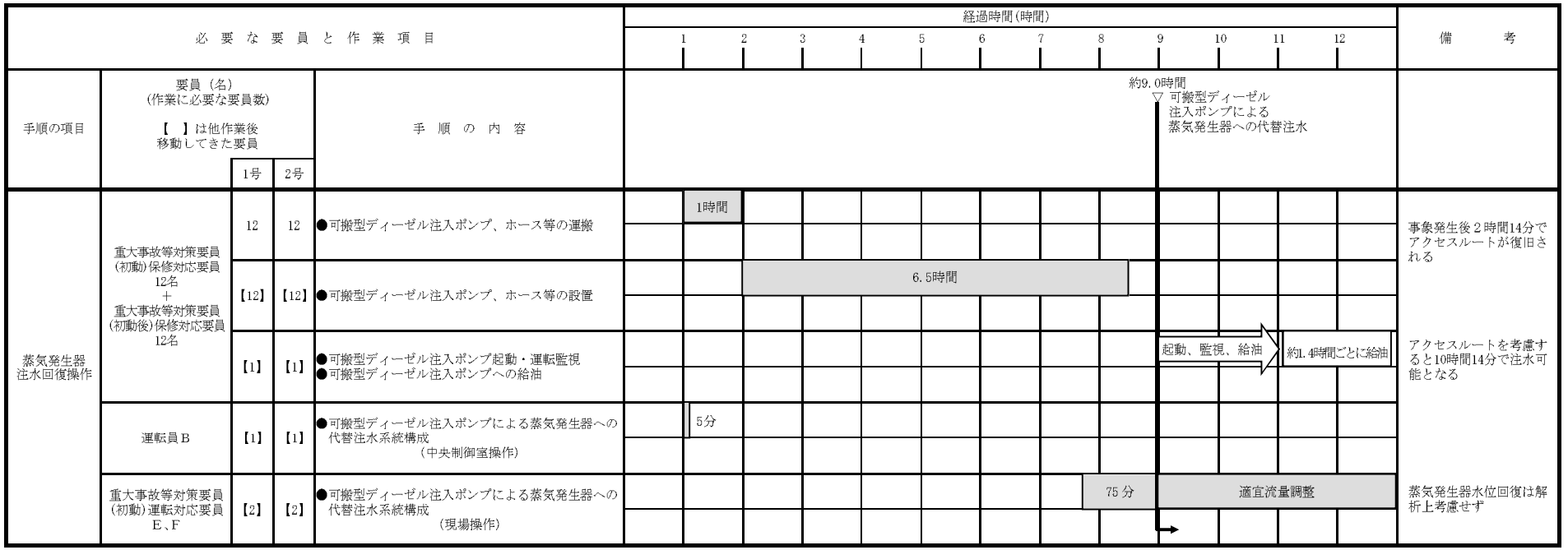
＊10：注）
・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-7図　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」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「主給水流量喪失＋補助給水失敗」の事象進展）



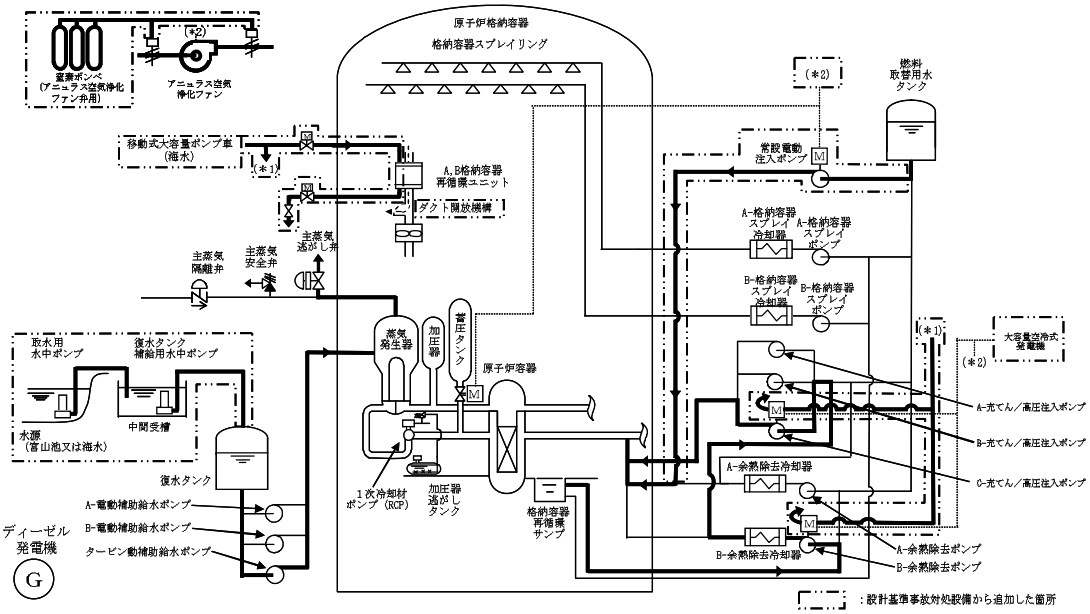
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-8図　2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失＋補助給水失敗)の作業と所要時間(1/2)



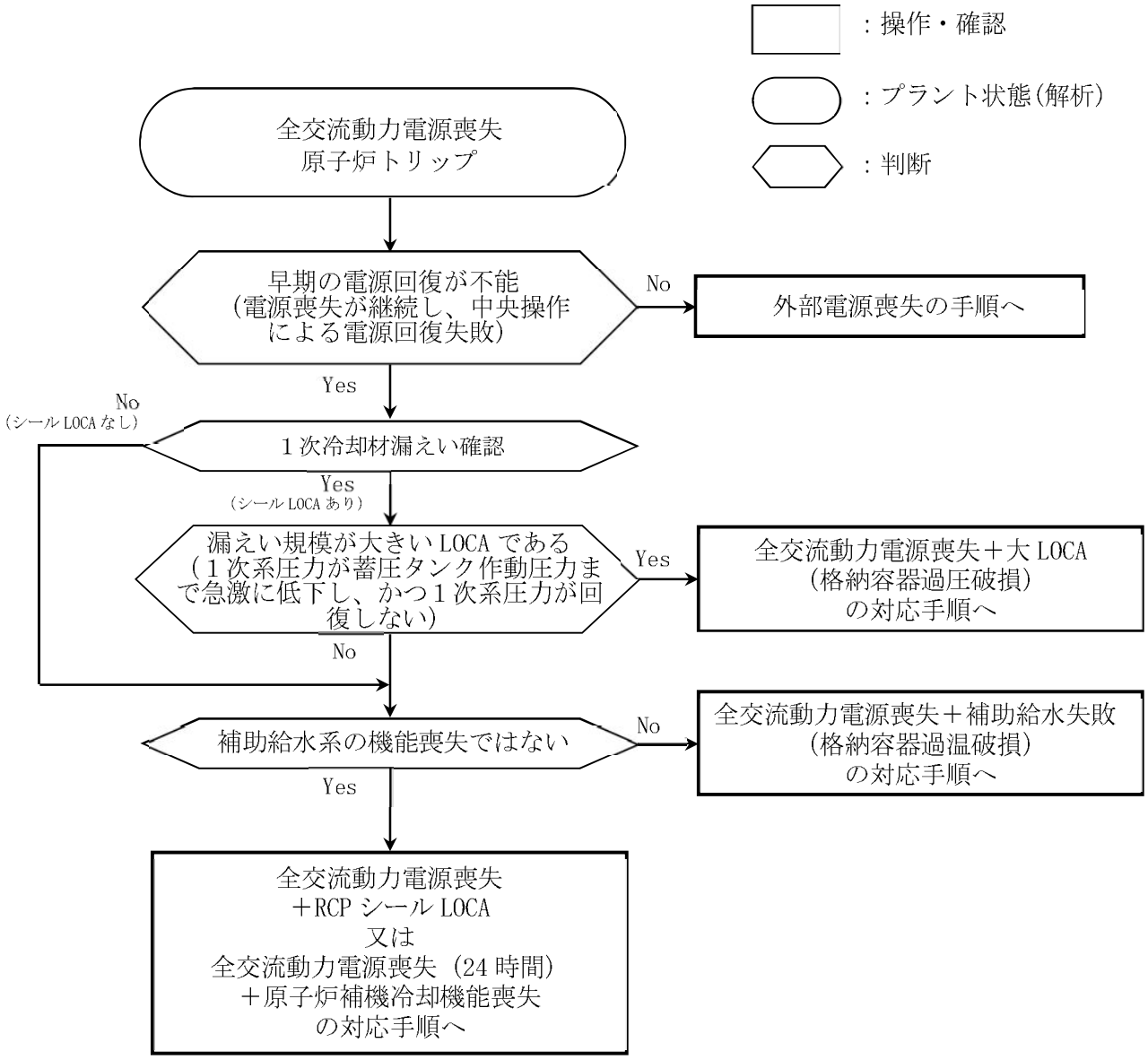
・給油間隔は可搬型ディーゼル注入ポンプ定格負荷連続運転時の目安時間を記載

第1.15-8図　2次冷却系からの除熱機能喪失(主給水流量喪失＋補助給水失敗)の作業と所要時間(2/2)

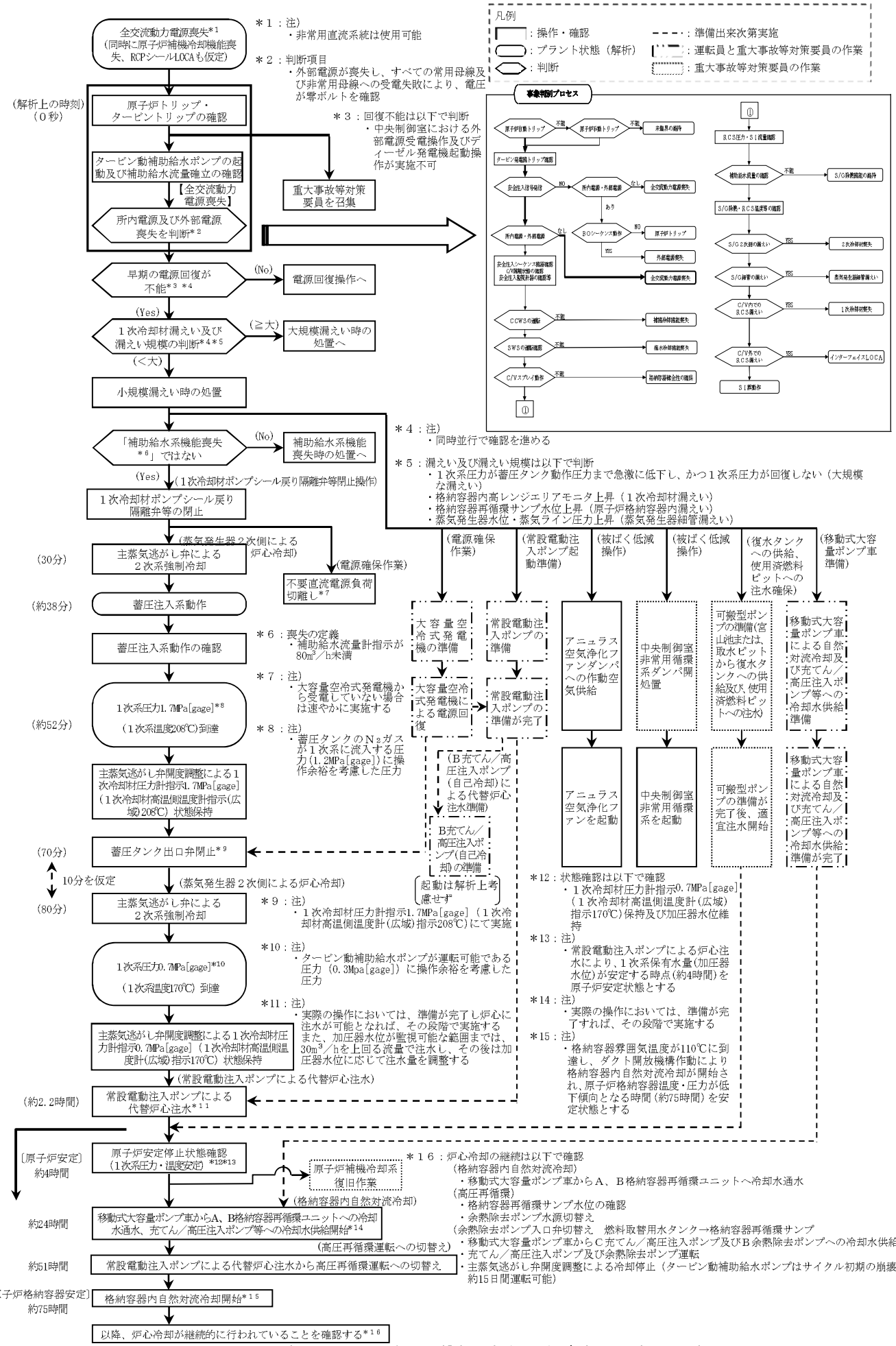


第1.15-9図　全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図

全交流動力電源喪失時の初期対応に対する手順

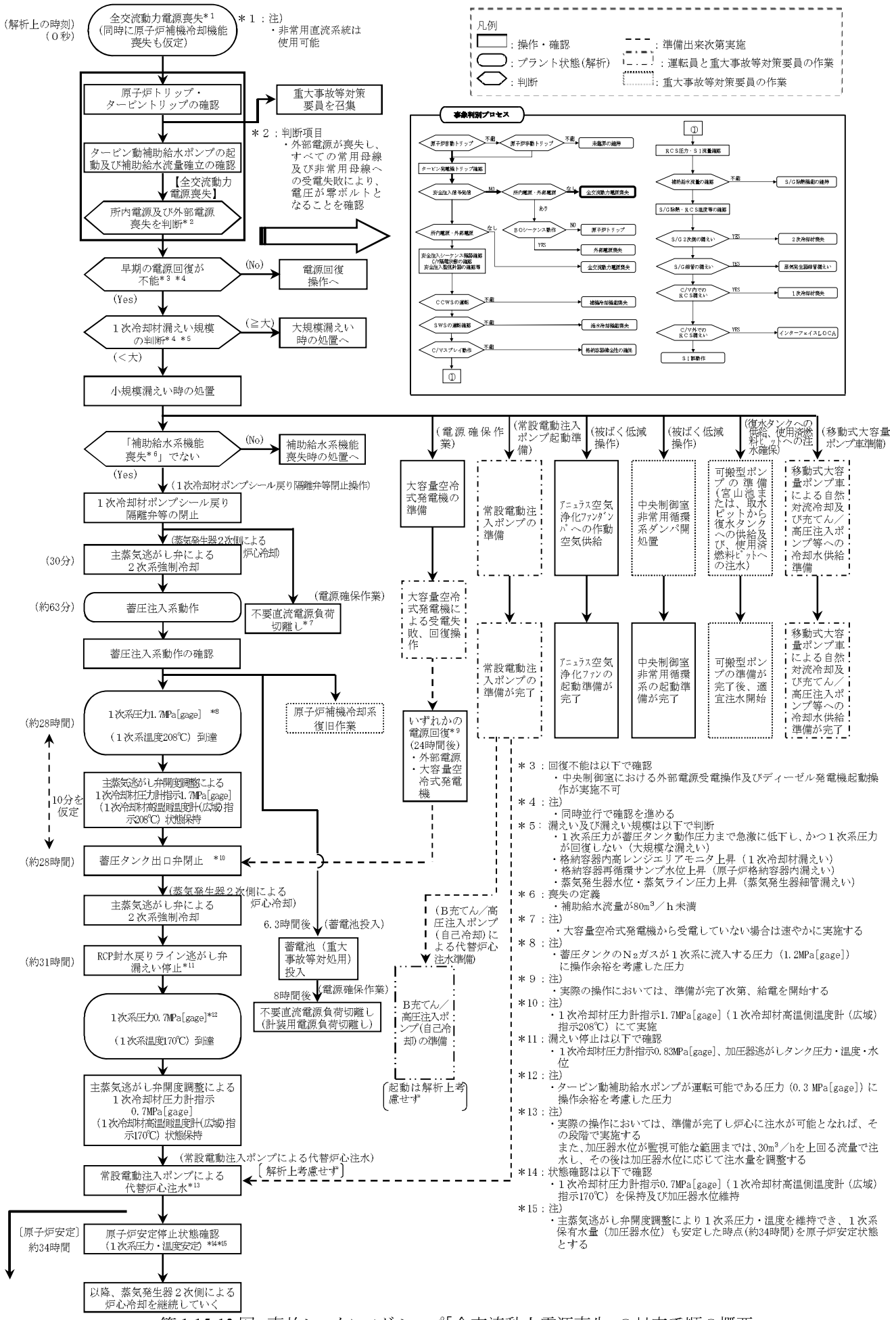


第1.15-10図　全交流動力電源喪失時の初期対応手順

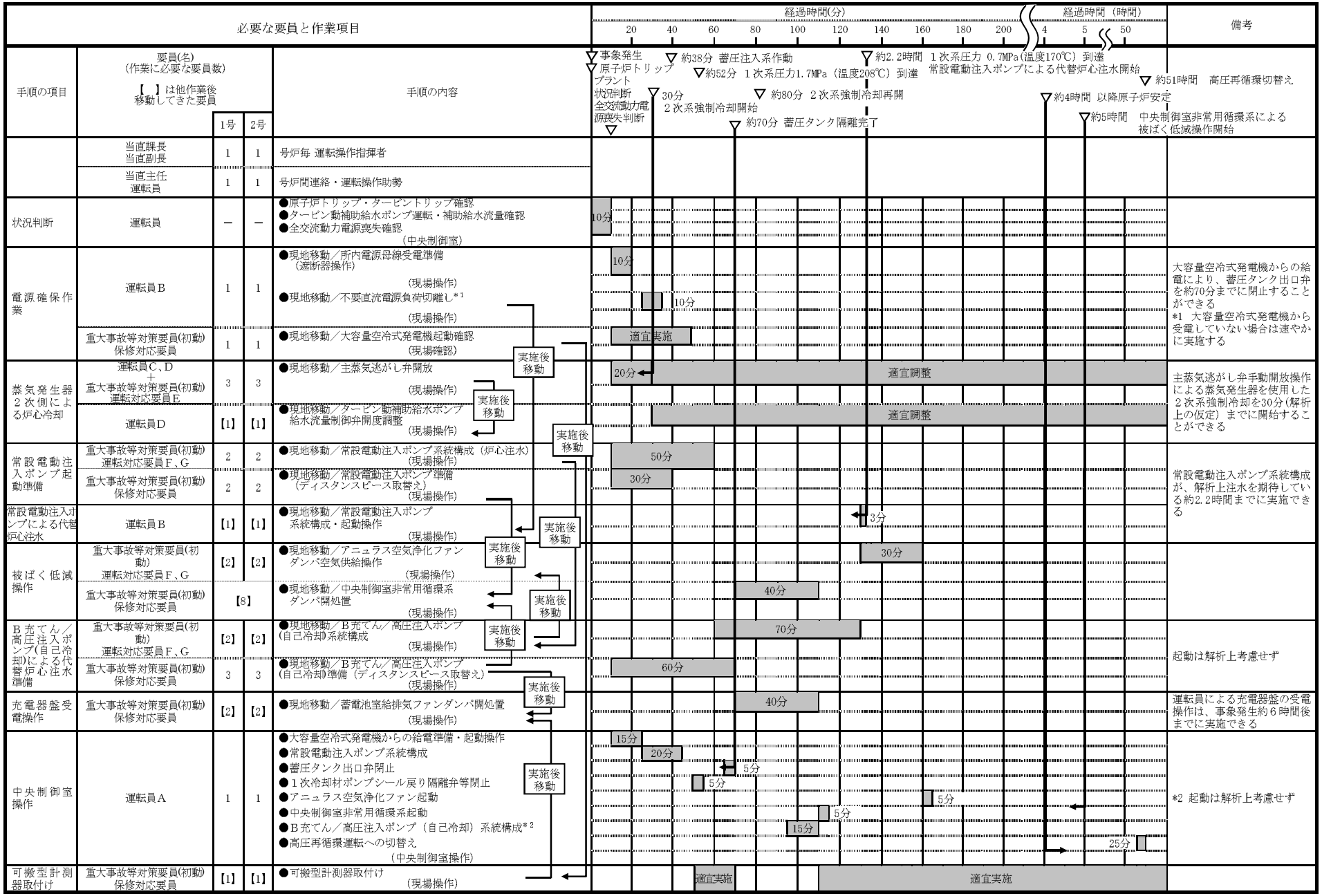


第 1.15-11 図　事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

（重要事故シーケンス「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＋RCPシールLOCA」の事象進展）

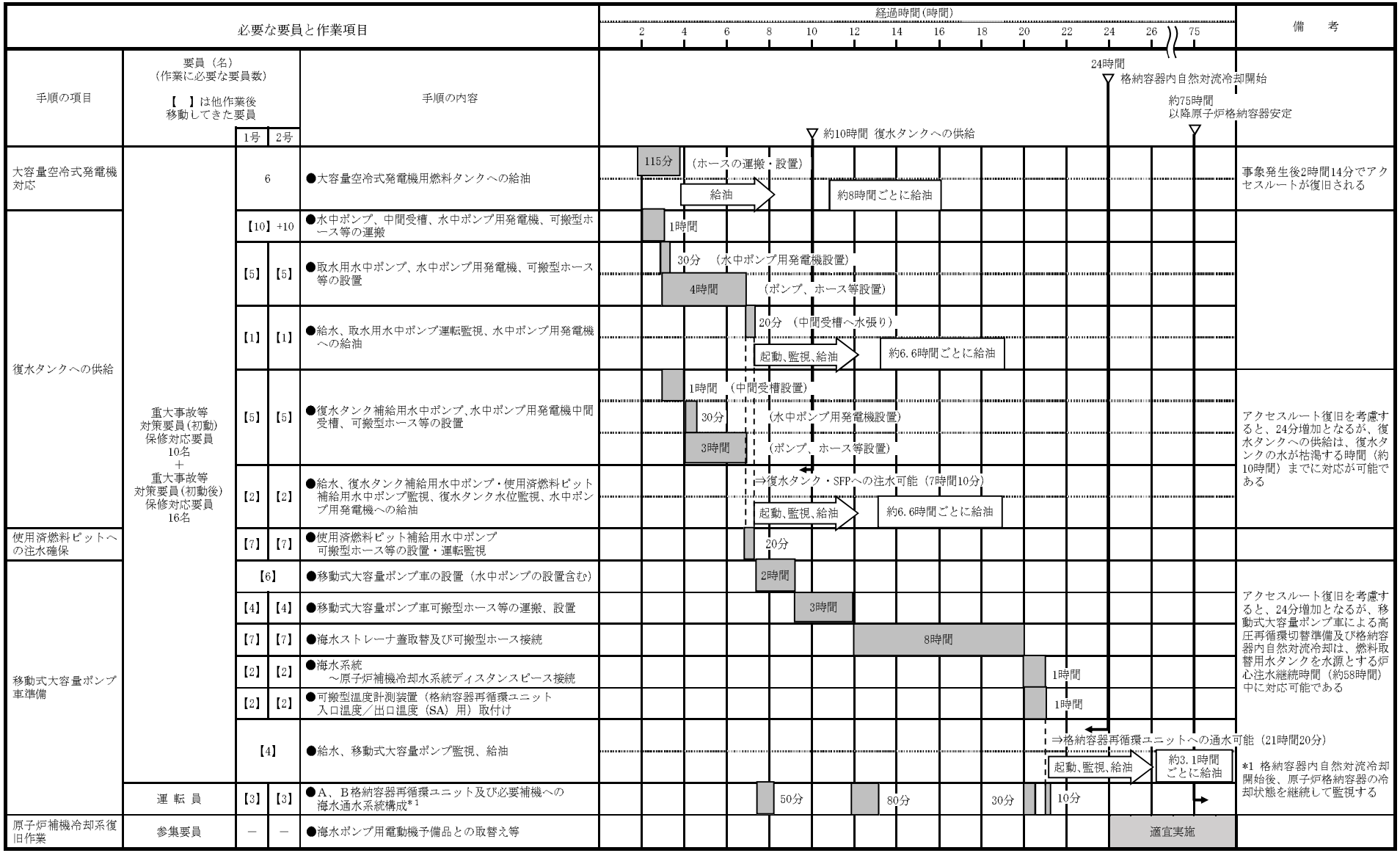


第 1.15-12 図　事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「外部電源喪失＋非常用所内交流電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失」の事象進展）



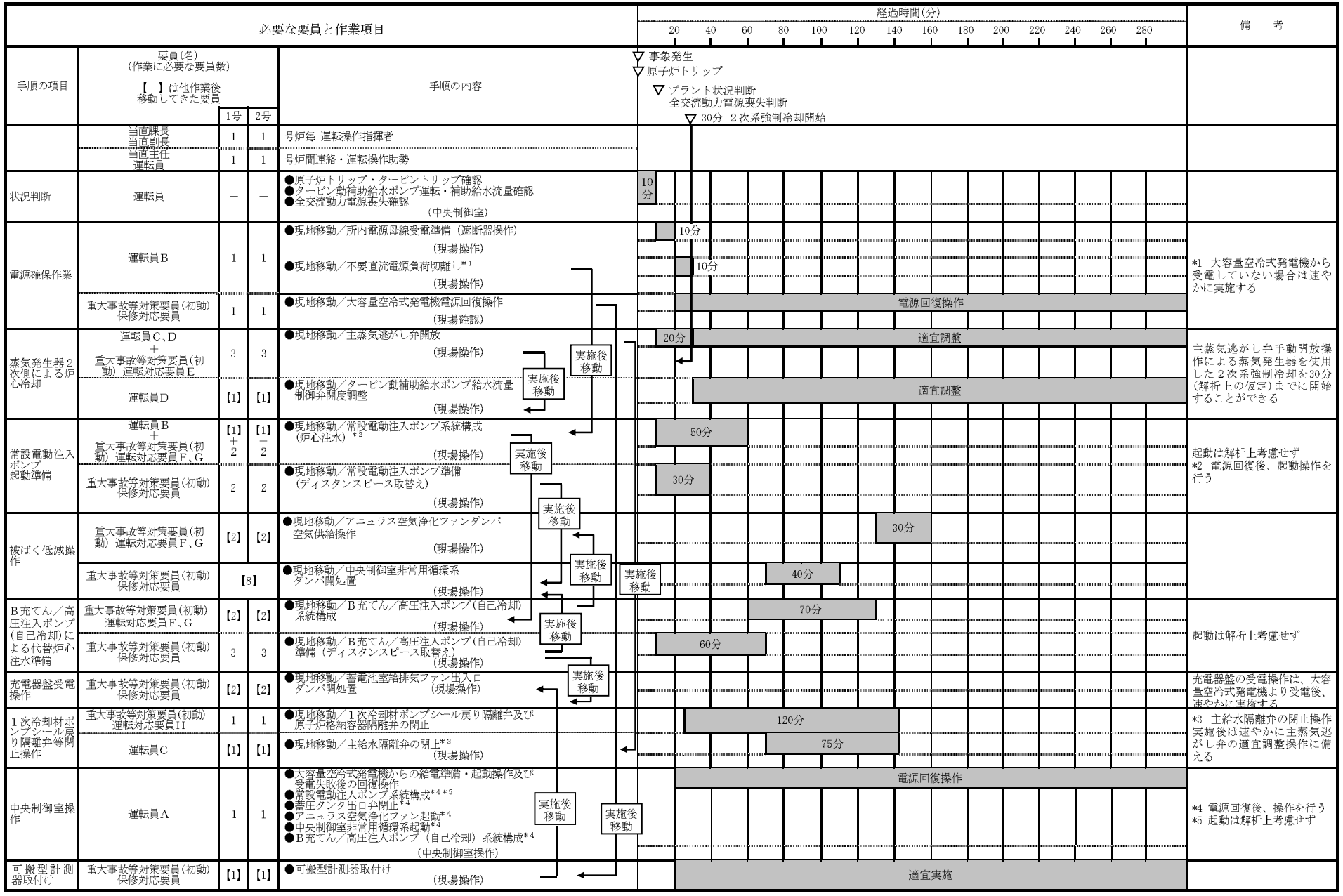
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は2名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-13図 全交流動力電源喪失時（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）の作業と所要時間(1/2)



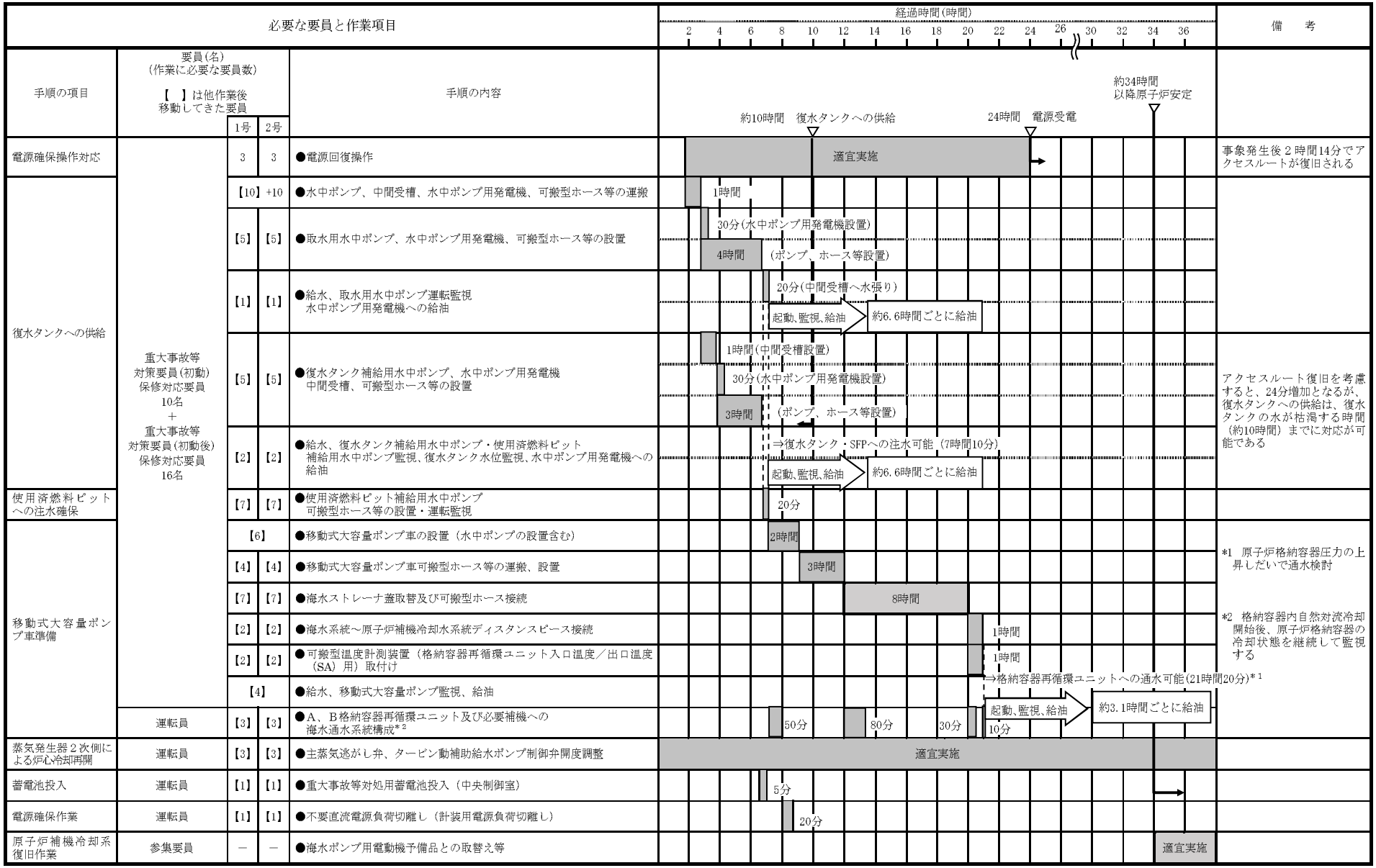
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-13図　全交流動力電源喪失時（全交流動力電源喪失＋原子炉補機冷却機能喪失＋RCPシールLOCA）の作業と所要時間（2/2）



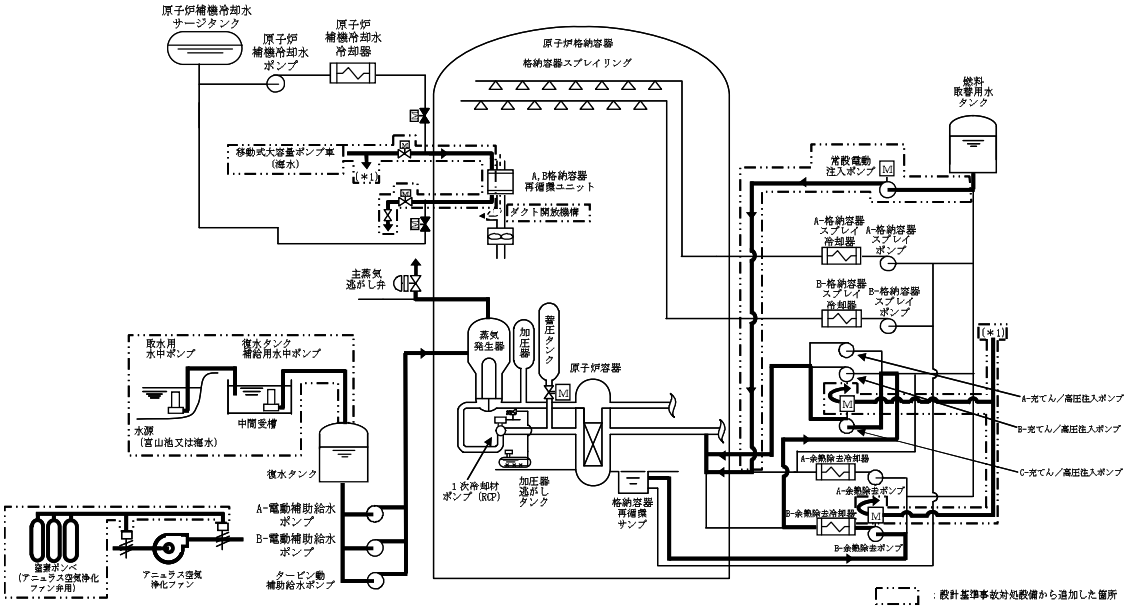
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第 1.15-14 図　全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失(24 時間)＋原子炉補機冷却機能喪失)の作業と所要時間(1/2)

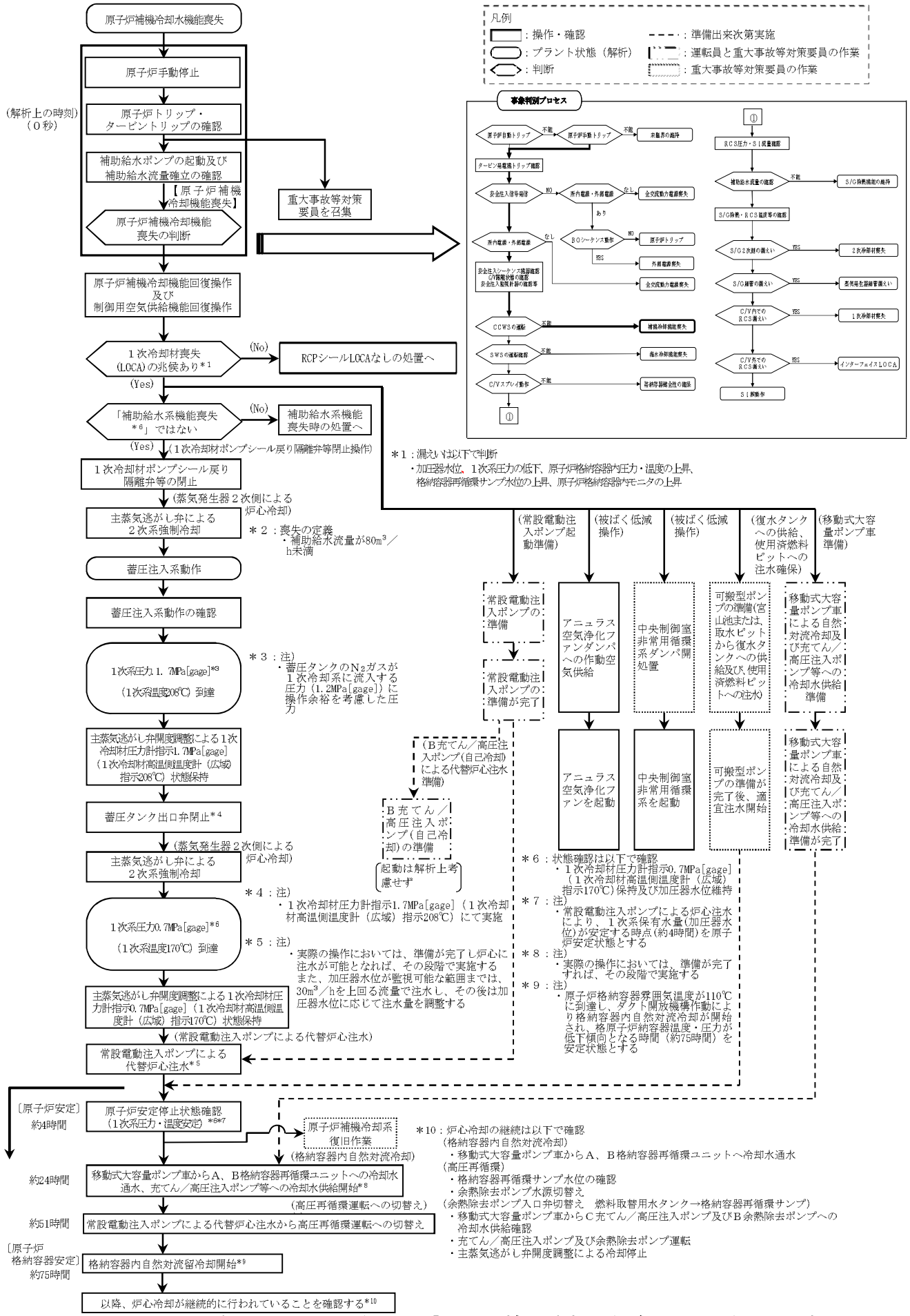


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

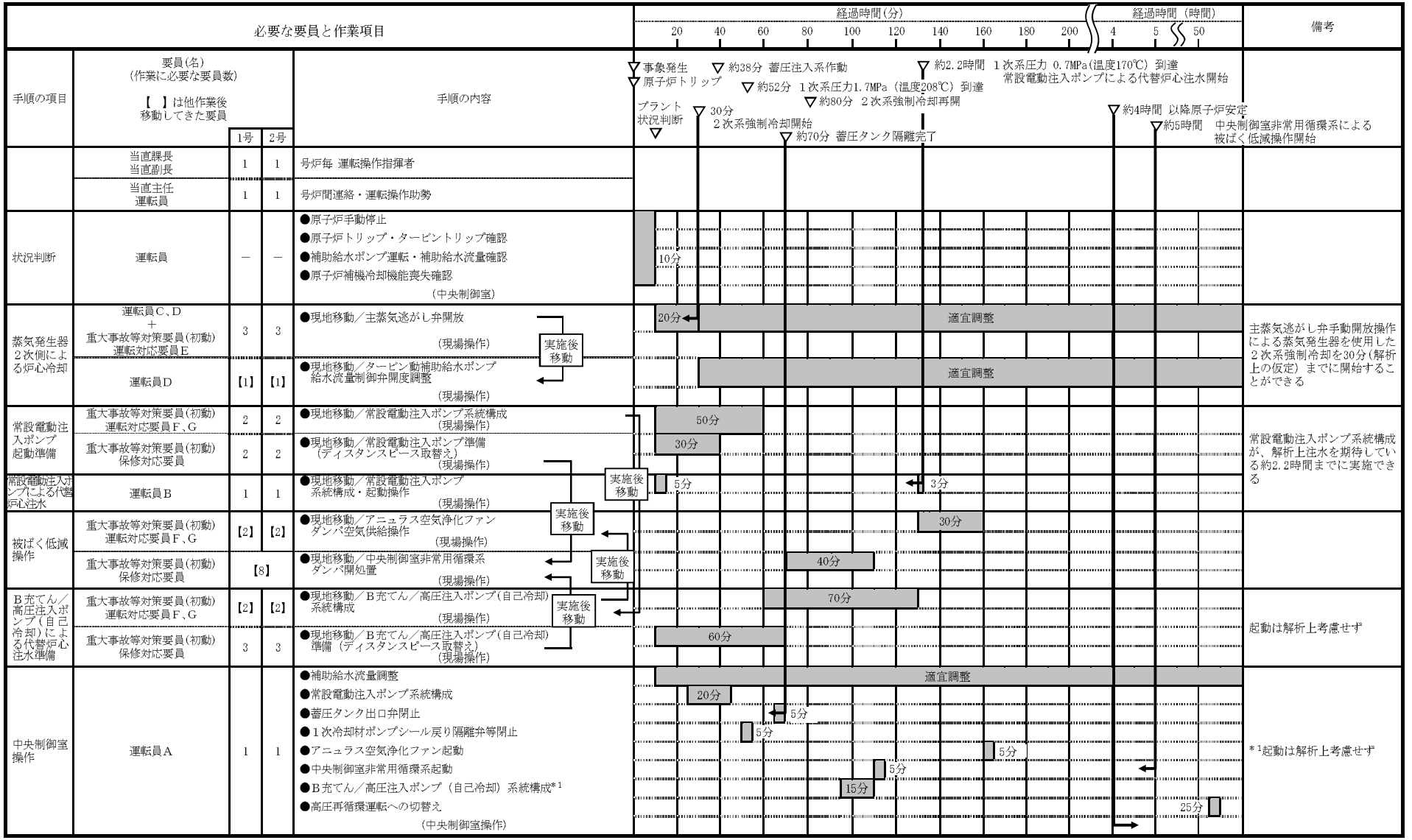
第 1.15-14 図　全交流動力電源喪失時(全交流動力電源喪失(24 時間)＋原子炉補機冷却機能喪失)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-15図　原子炉補機冷却機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

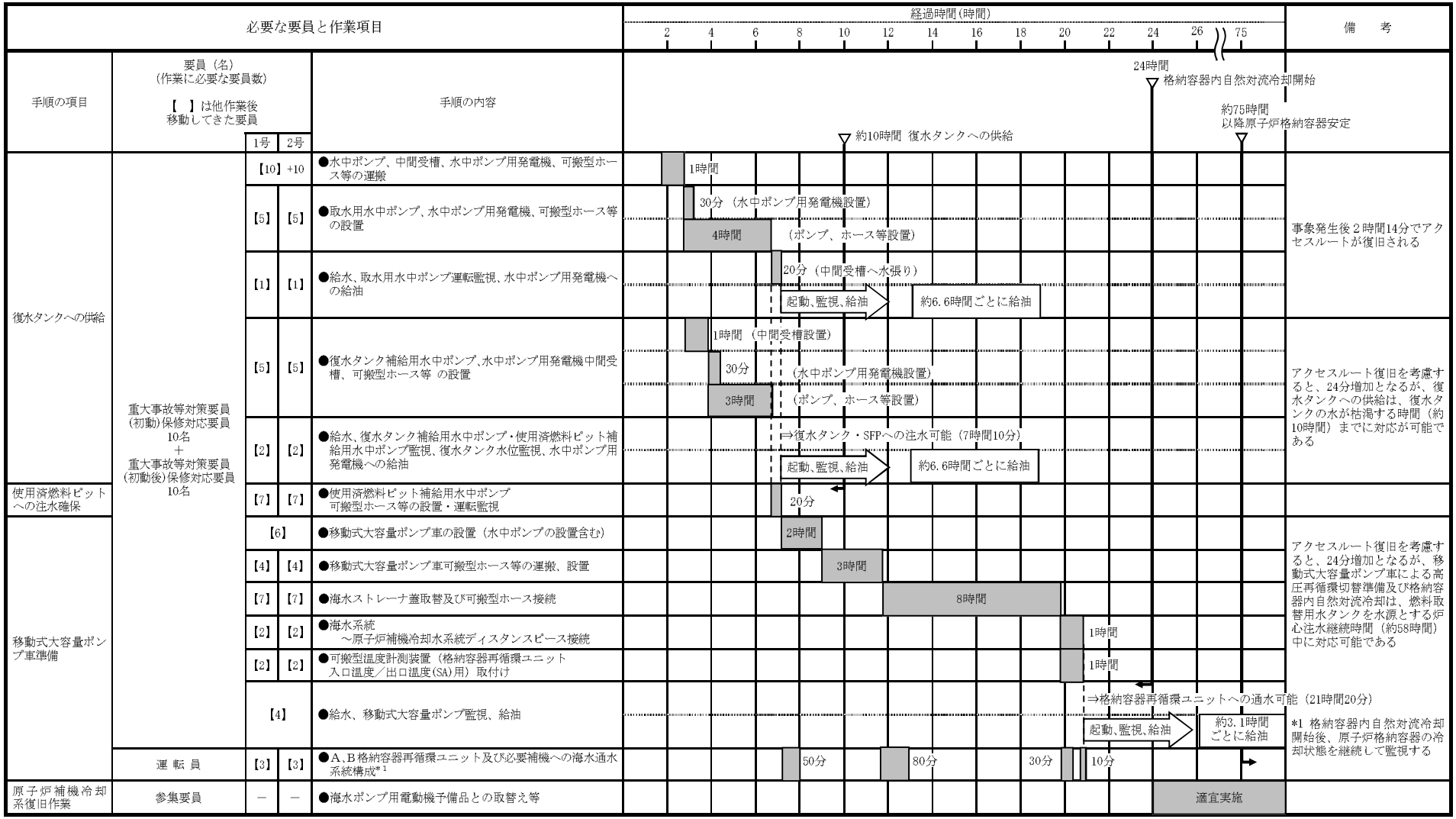


第 1.15-16 図　事故シーケンスグループ「原子炉補機冷却機能喪失」の対応手順の概要



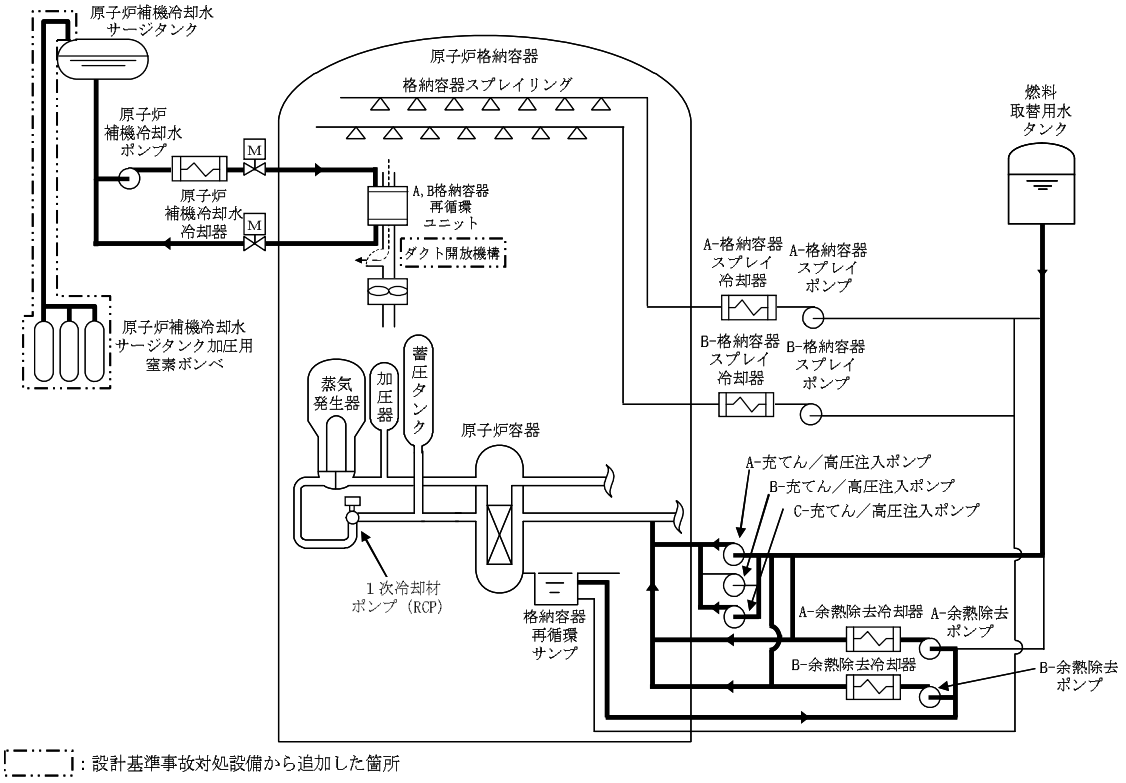
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-17図　原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間(1/2)

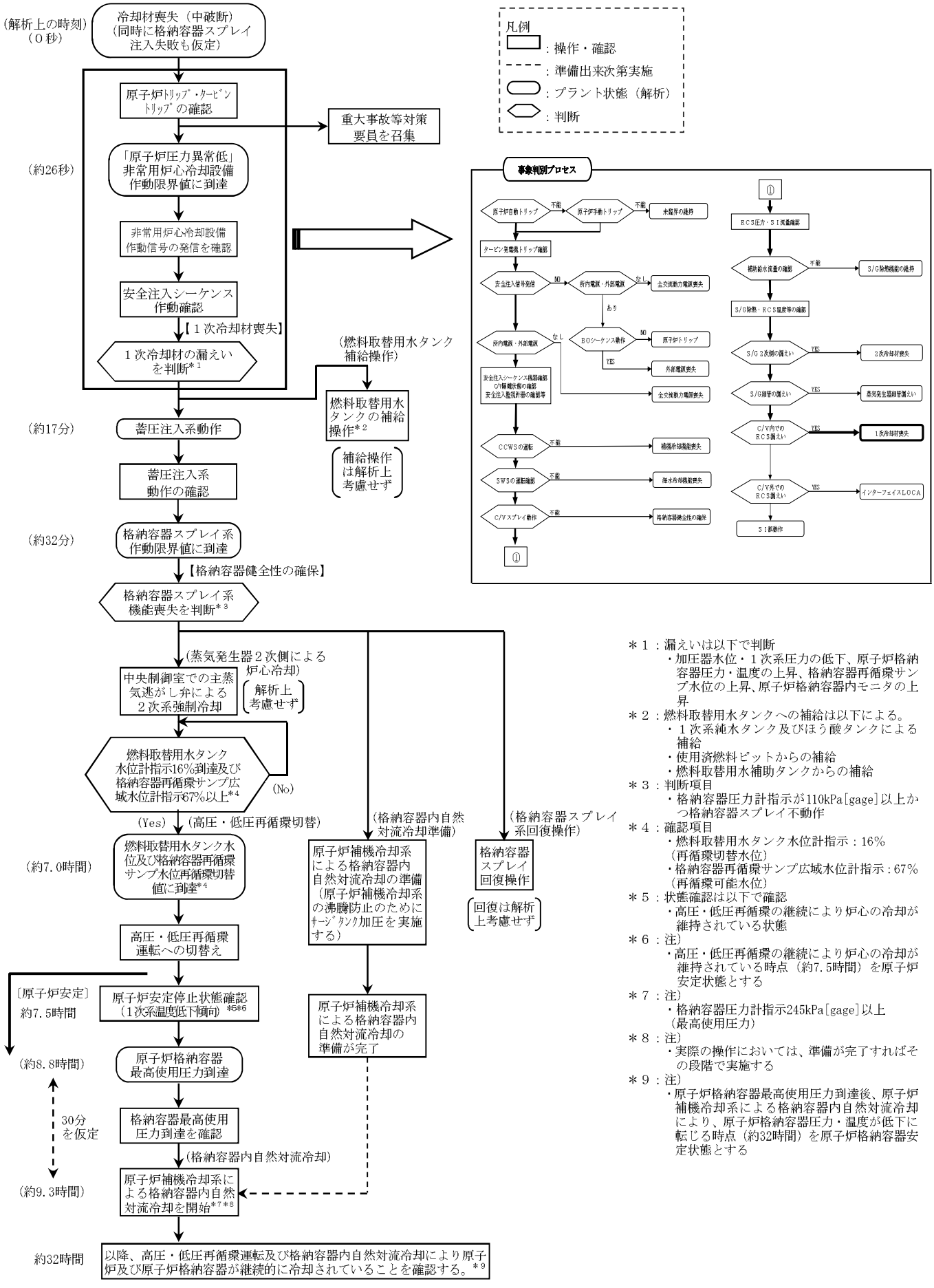


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を２ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

第1.15-17図　原子炉補機冷却機能喪失時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-18図　原子炉格納容器の除熱機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



＊１：漏えいは以下で判断
・加圧器水位・１次系圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器再循環サンプ水位の上昇、原子炉格納容器内モニタの上昇

＊２：燃料取替用水タンクへの補給は以下による。
・１次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
・使用済燃料ピットからの補給
・燃料取替用水補助タンクからの補給

＊３：判断項目
・格納容器圧力計指示が110kPa[gage]以上かつ格納容器スプレイ不動作

＊４：確認項目
・燃料取替用水タンク水位計指示：16%（再循環切替水位）
・格納容器再循環サンプ広域水位計指示：67%（再循環可能水位）

＊５：状態確認は以下で確認
・高圧・低圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている状態

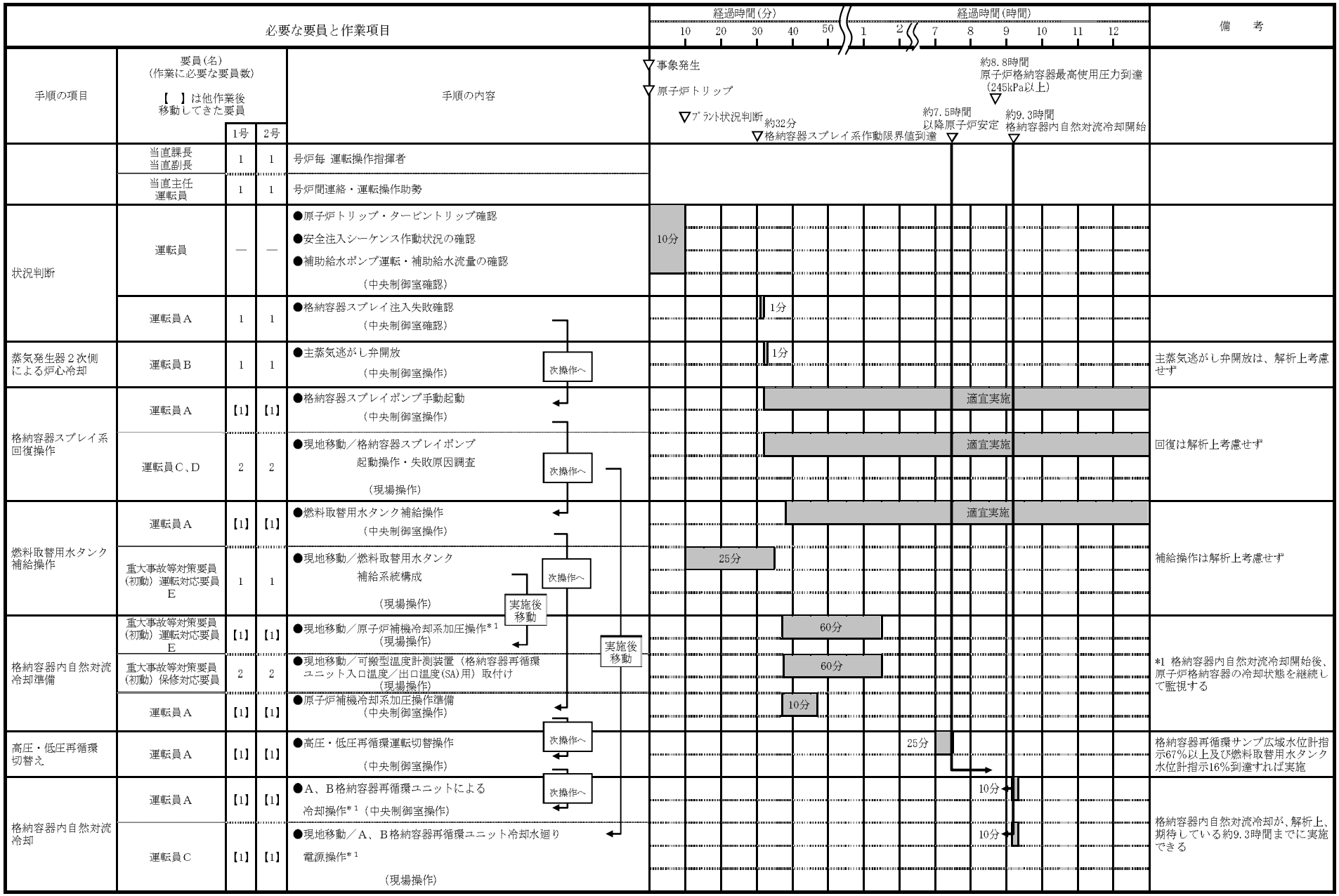
＊６：注）
・高圧・低圧再循環の継続により炉心の冷却が維持されている時点（約7.5時間）を原子炉安定状態とする

＊７：注）
・格納容器圧力計指示245kPa[gage]以上（最高使用圧力）

＊８：注）
・実際の操作においては、準備が完了すればその段階で実施する

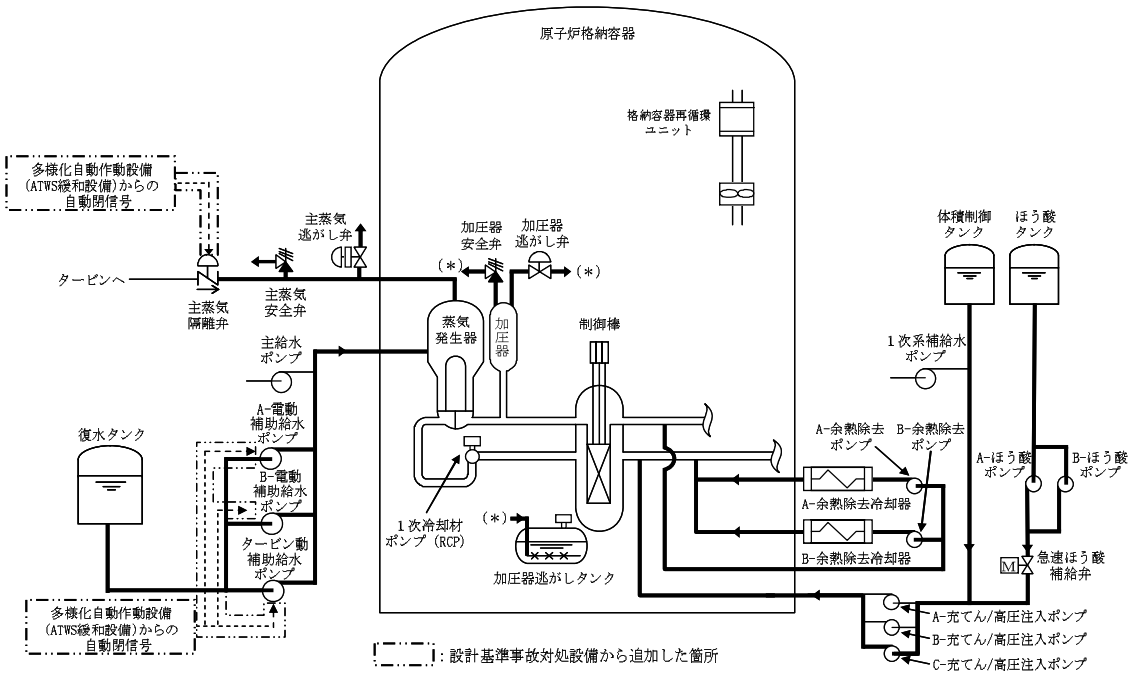
＊９：注）
・原子炉格納容器最高使用圧力到達後、原子炉補機冷却系による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力・温度が低下に転じる時点（約32時間）を原子炉格納容器安定状態とする

第1.15-19図　事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」の事象進展）

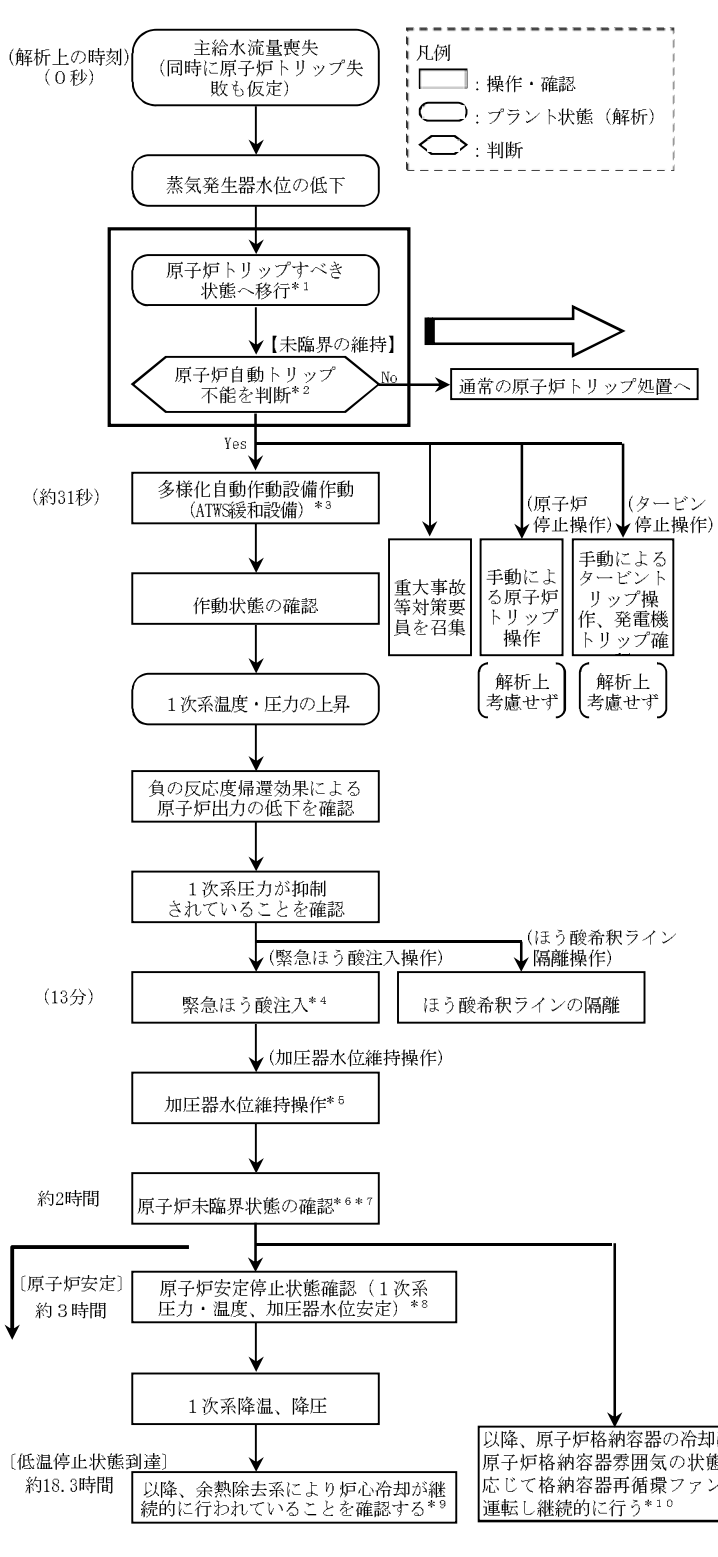


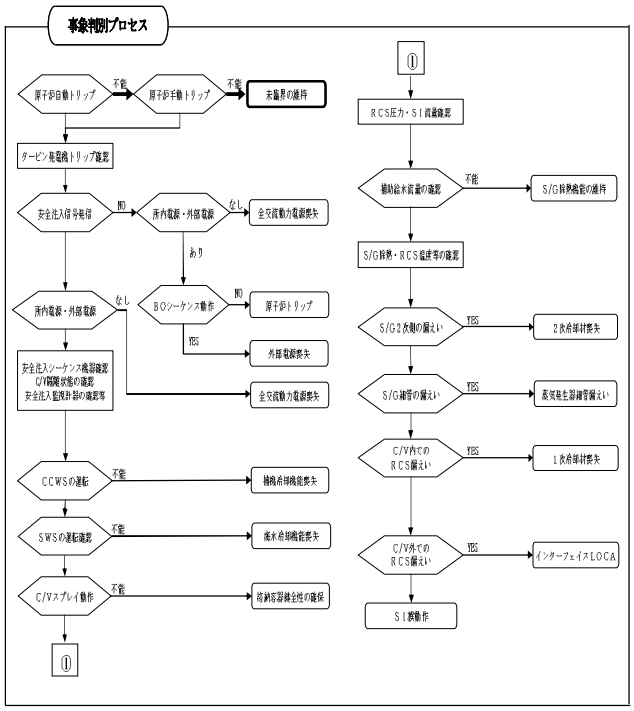
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-20図　原子炉格納容器の除熱機能喪失(中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗)の作業と所要時間



第1.15-21図　原子炉停止機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図





＊１：注）
・蒸気発生器狭域水位計指示13％以下

＊２：判断項目
・原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯、炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止不能と判断する

＊３：作動信号項目
・タービントリップ
・主蒸気ライン隔離
・タービン動補助給水ポンプ起動
・電動補助給水ポンプ起動

＊４：注）
・原子炉を未臨界とするため、燃料取替ほう素濃度まで緊急ほう酸注入を実施する
・実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する

＊５：注）
・燃料取替用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示30％に維持する

＊６：未臨界の確認は以下で確認
・出力領域中性子束計指示が５％未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負

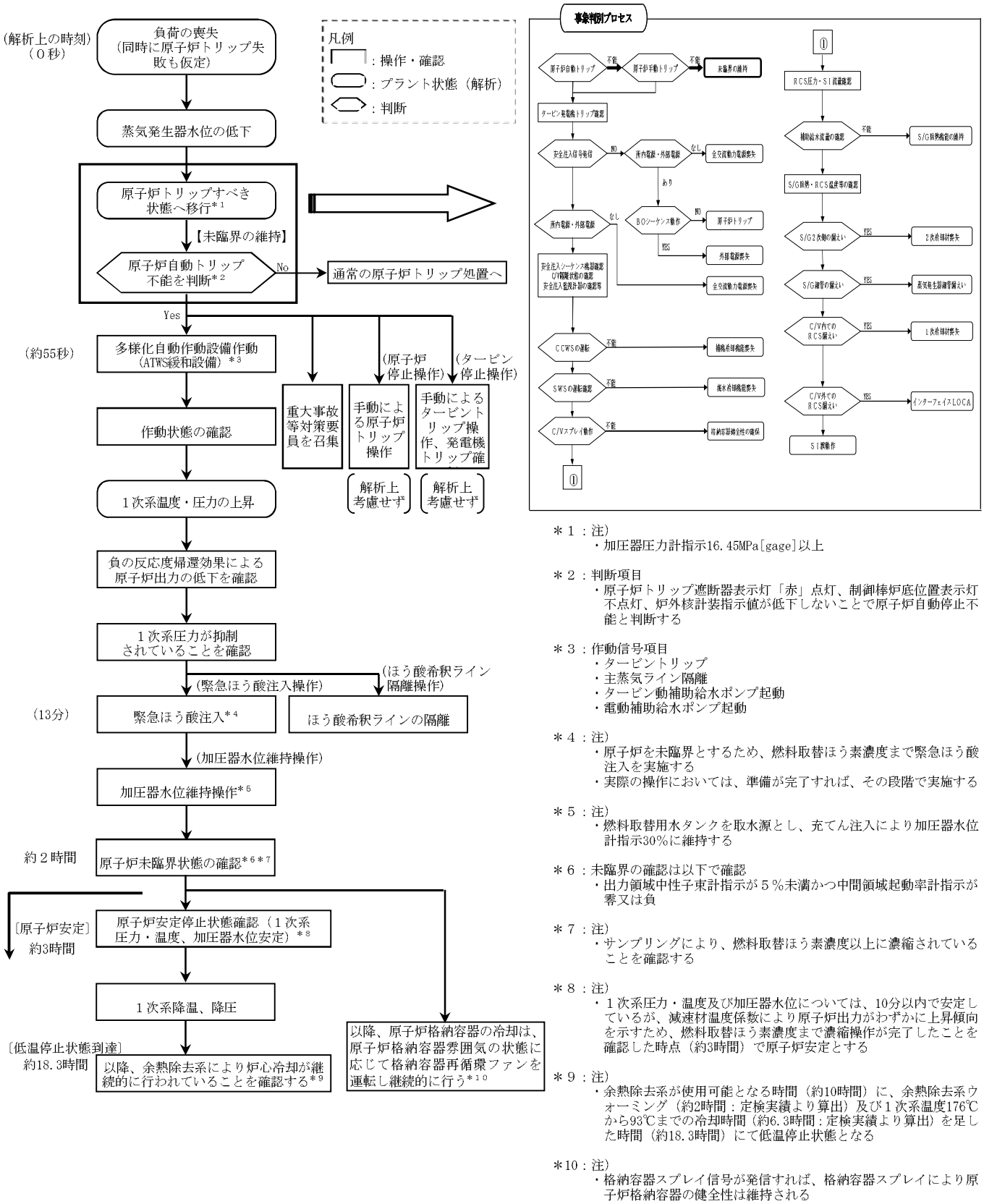
＊７：注）
・サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認する

＊８：注）
・１次系圧力・温度及び加圧器水位については、10分以内で安定しているが、減速材温度係数により原子炉出力がわずかに上昇傾向を示すため、燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了したことを確認した時点（約3時間）で原子炉安定とする

＊９：注）
・余熱除去系が使用可能となる時間（約10時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）及び１次系温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約18.3時間）にて低温停止状態となる

＊10：注）
・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-22図　事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）



＊１：注）
・加圧器圧力計指示16.45MPa[gage]以上

＊２：判断項目
・原子炉トリップ遮断器表示灯「赤」点灯、制御棒炉底位置表示灯不点灯、炉外核計装指示値が低下しないことで原子炉自動停止不能と判断する

＊３：作動信号項目
・タービントリップ
・主蒸気ライン隔離
・タービン動補助給水ポンプ起動
・電動補助給水ポンプ起動

＊４：注）
・原子炉を未臨界とするため、燃料取替ほう素濃度まで緊急ほう酸注入を実施する
・実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する

＊５：注）
・燃料取替用水タンクを取水源とし、充てん注入により加圧器水位計指示30％に維持する

＊６：未臨界の確認は以下で確認
・出力領域中性子束計指示が５％未満かつ中間領域起動率計指示が零又は負

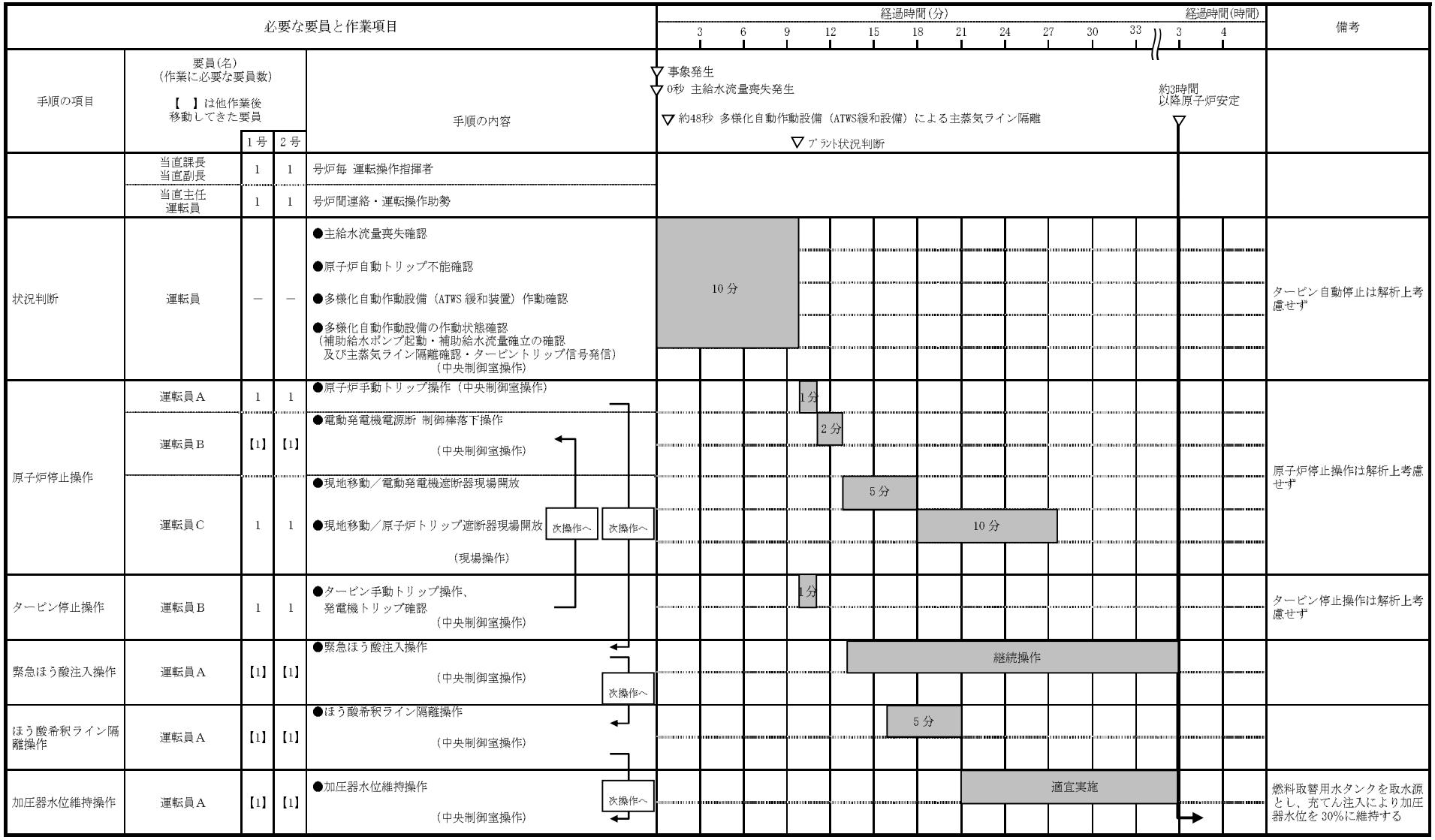
＊７：注）
・サンプリングにより、燃料取替ほう素濃度以上に濃縮されていることを確認する

＊８：注）
・１次系圧力・温度及び加圧器水位については、10分以内で安定しているが、減速材温度係数により原子炉出力がわずかに上昇傾向を示すため、燃料取替ほう素濃度まで濃縮操作が完了したことを確認した時点（約3時間）で原子炉安定とする

＊９：注）
・余熱除去系が使用可能となる時間（約10時間）に、余熱除去系ウォーミング（約2時間：定検実績より算出）及び１次系温度176℃から93℃までの冷却時間（約6.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約18.3時間）にて低温停止状態となる

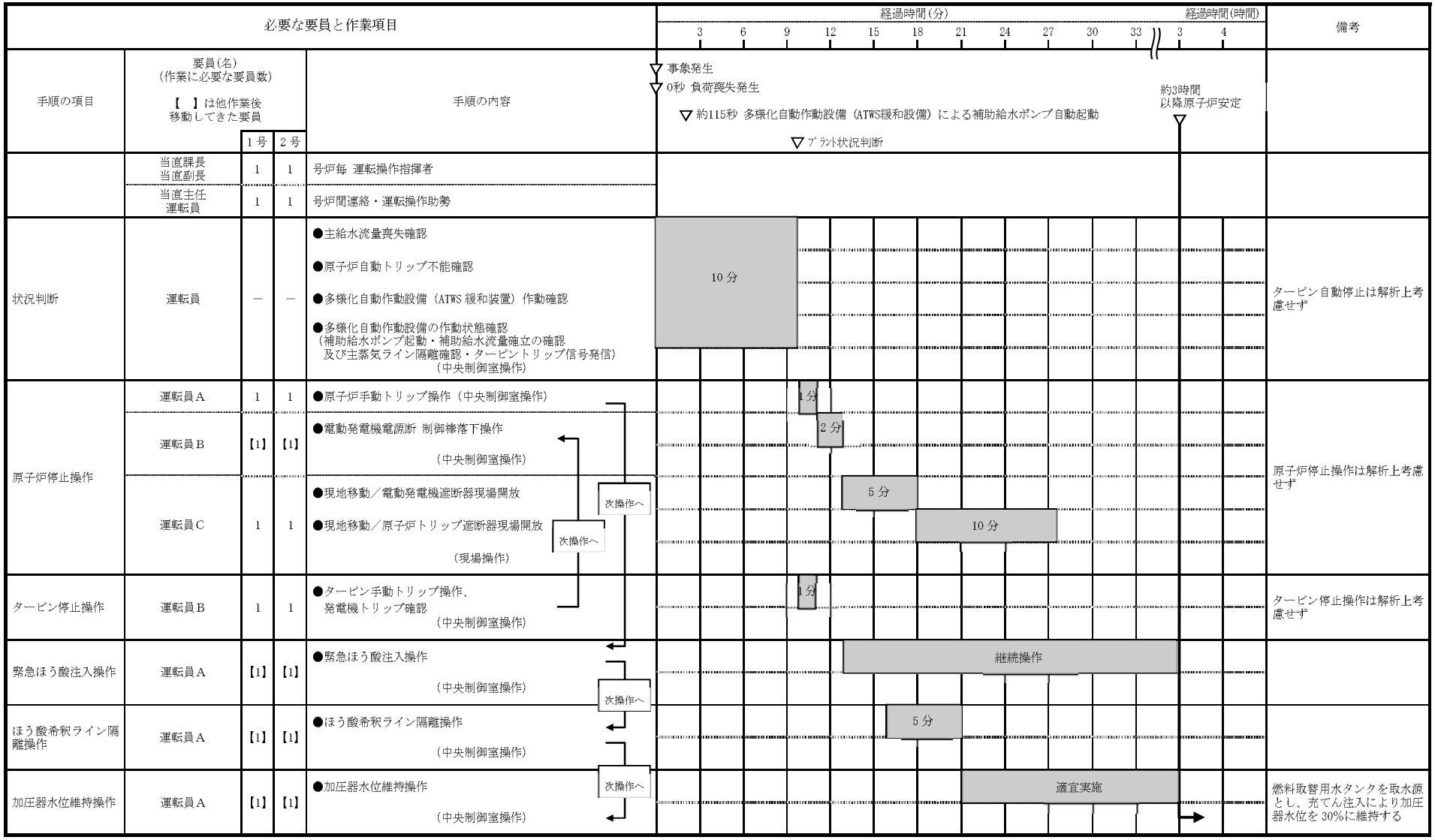
＊10：注）
・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-23図　事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗」の事象進展）



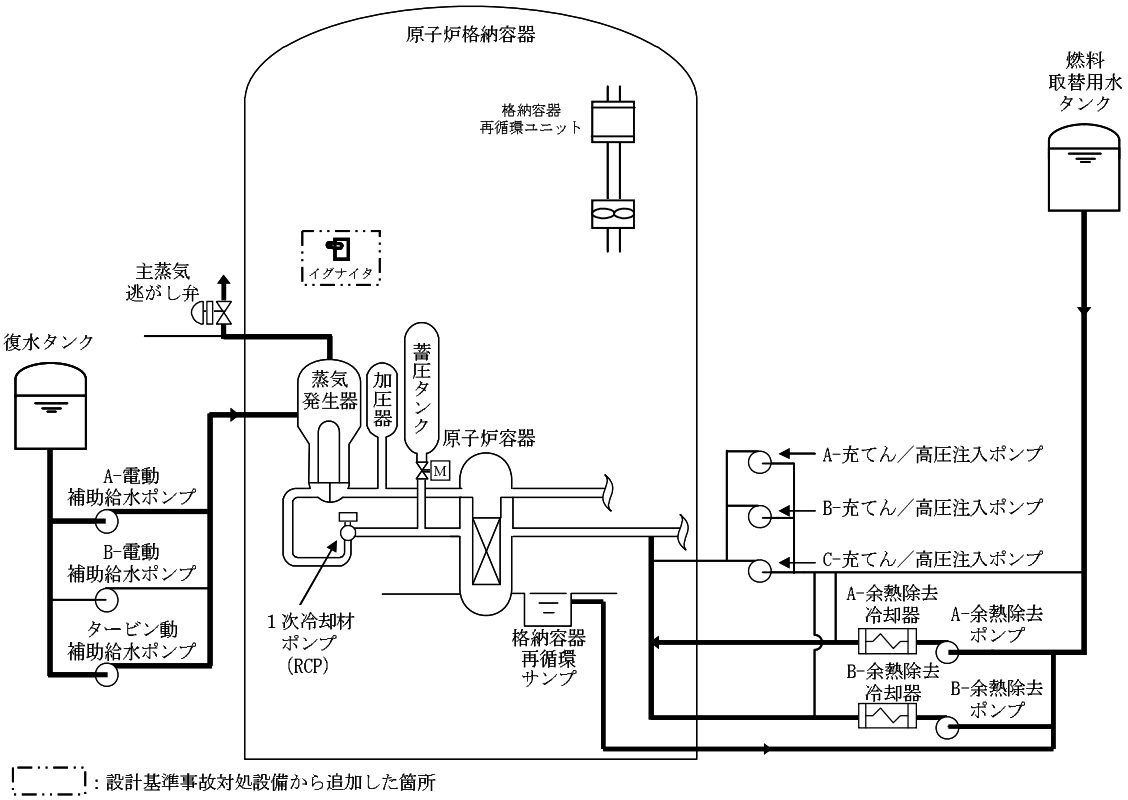
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-24図 原子炉停止機能喪失時(主給水流量喪失＋原子炉トリップ失敗)の作業と所要時間

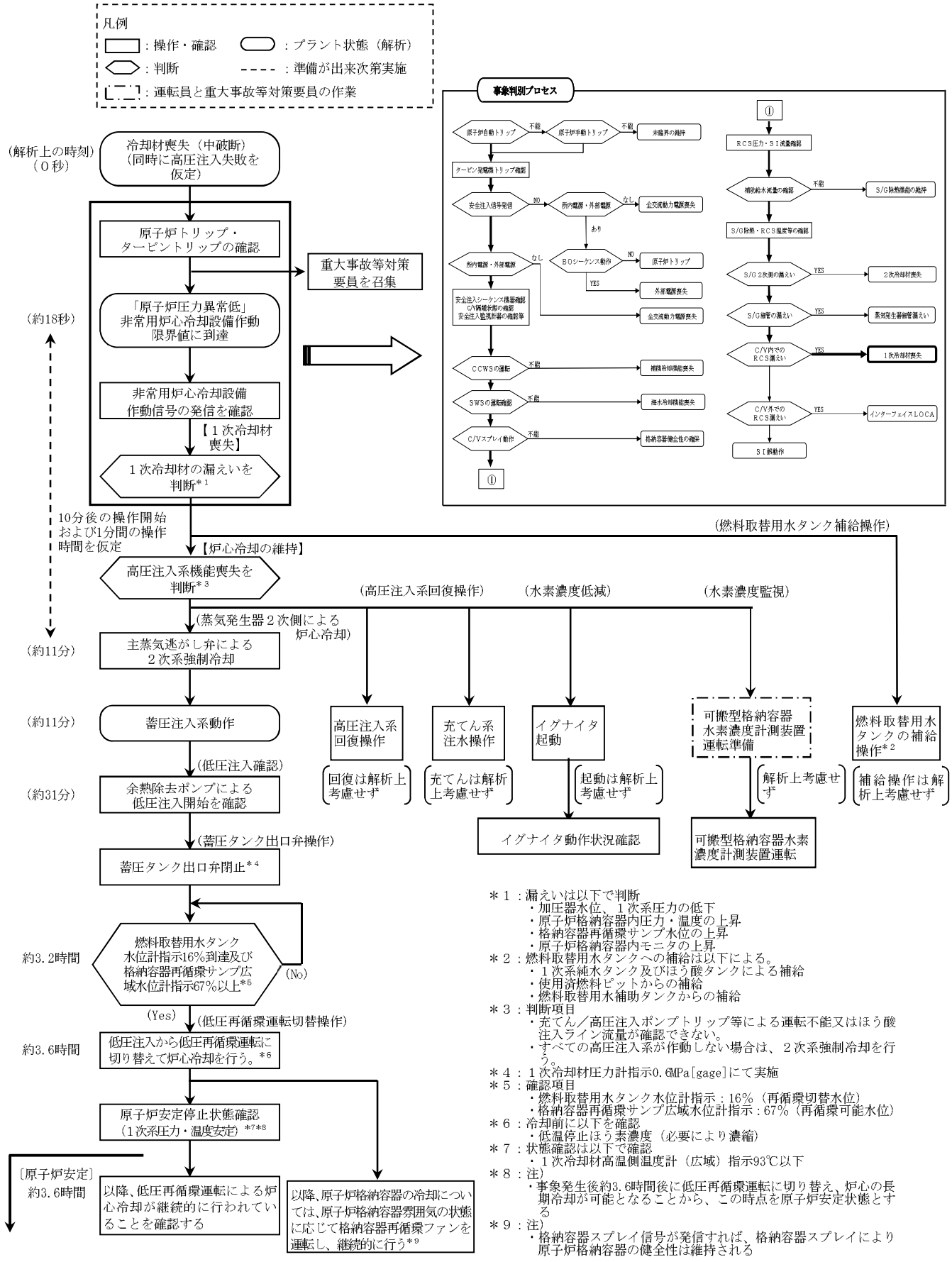


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間または作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-25図　原子炉停止機能喪失時(負荷の喪失＋原子炉トリップ失敗)の作業と所要時間



第1.15-26図　ECCS注水機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図



＊１：漏えいは以下で判断
- 加圧器水位、１次系圧力の低下
- 原子炉格納容器内圧力・温度の上昇
- 格納容器再循環サンプ水位の上昇
- 原子炉格納容器内モニタの上昇

＊２：燃料取替用水タンクへの補給は以下による。
- １次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
- 使用済燃料ピットからの補給
- 燃料取替用水補助タンクからの補給

＊３：判断項目
- 充てん／高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又はほう酸注入ライン流量が確認できない。
- すべての高圧注入系が作動しない場合は、２次系強制冷却を行う。

＊４：１次冷却材圧力計指示0.6MPa[gage]にて実施

＊５：確認項目
- 燃料取替用水タンク水位計指示：16%（再循環切替水位）
- 格納容器再循環サンプ広域水位計指示：67%（再循環可能水位）

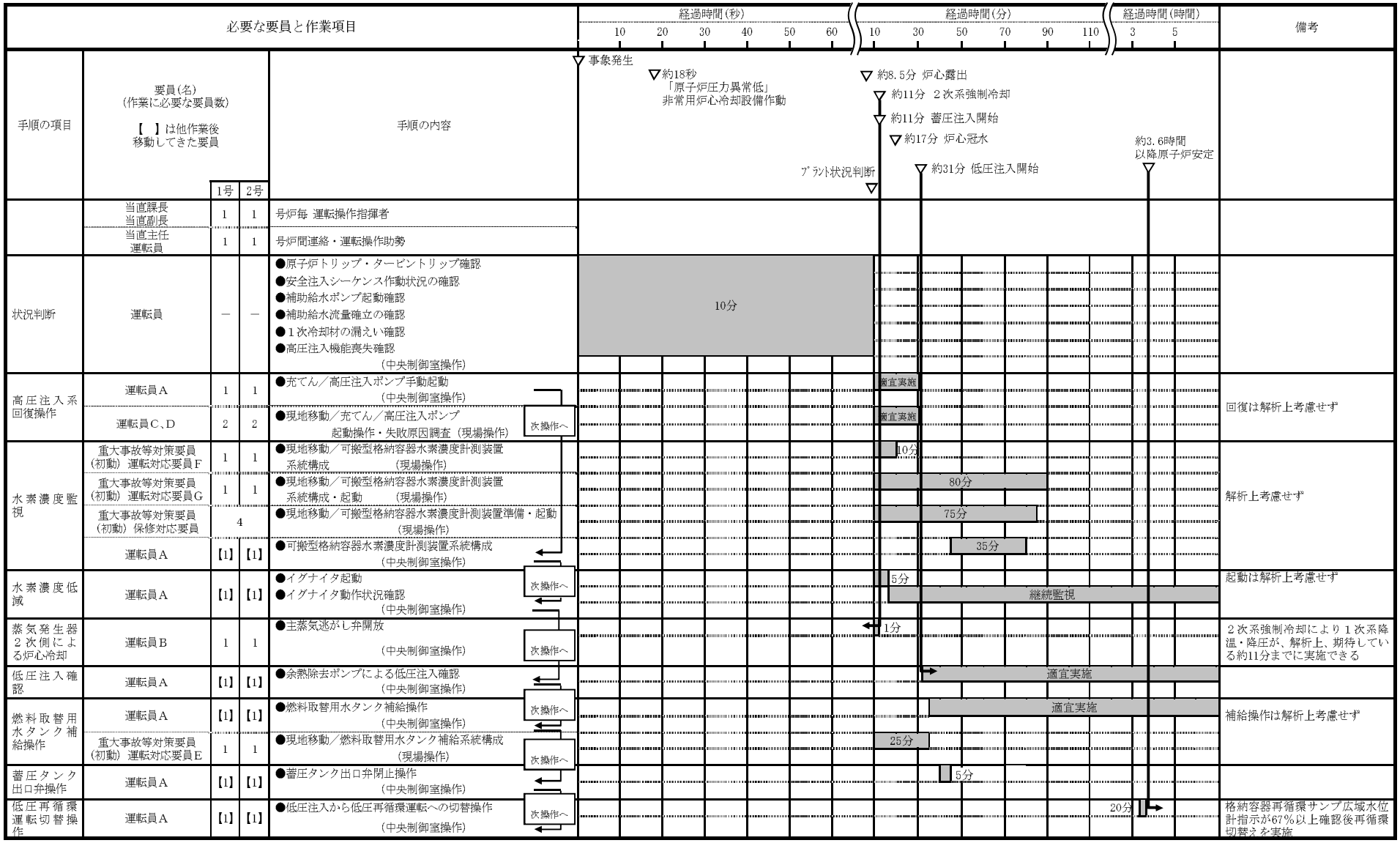
＊６：冷却前に以下を確認
- 低温停止ほう素濃度（必要により濃縮）

＊７：状態確認は以下で確認
- １次冷却材高温側温度計（広域）指示93℃以下

＊８：注）
- 事象発生後約3.6時間後に低圧再循環運転に切り替え、炉心の長期冷却が可能となることから、この時点を原子炉安定状態とする

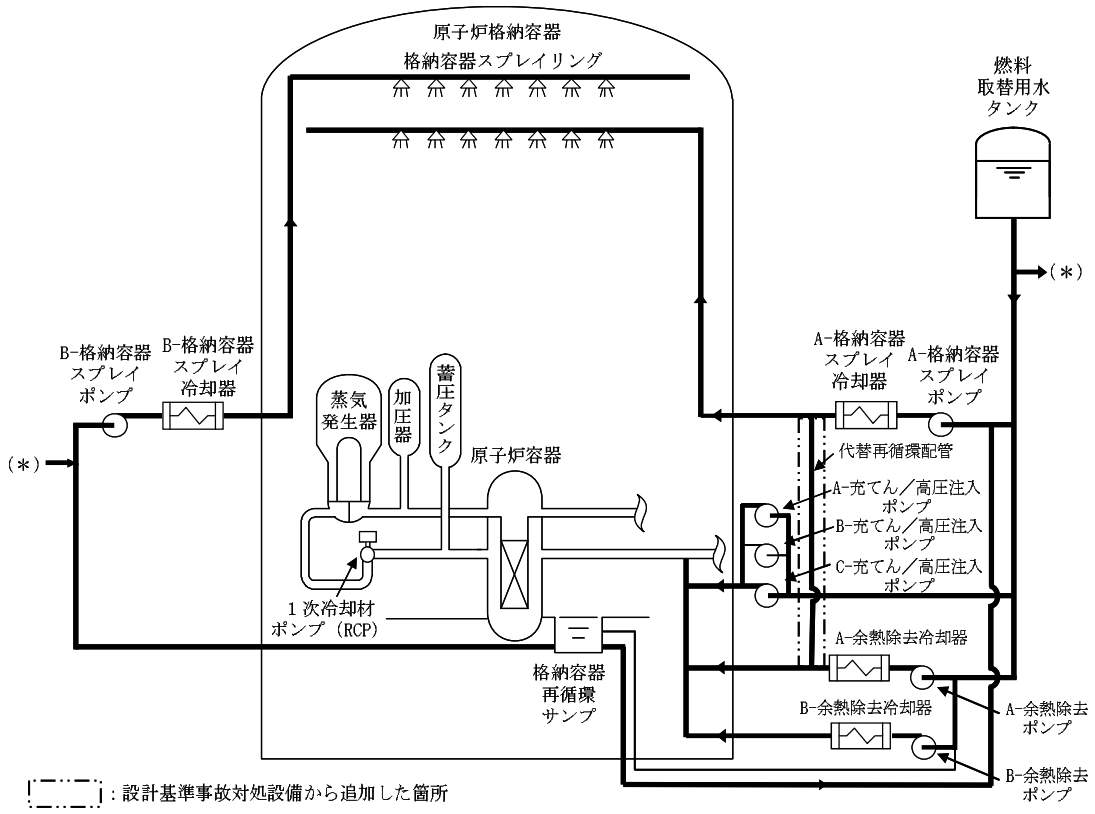
＊９：注）
- 格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器の健全性は維持される

第1.15-27図　事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「中破断LOCA＋高圧注入失敗」の事象進展）

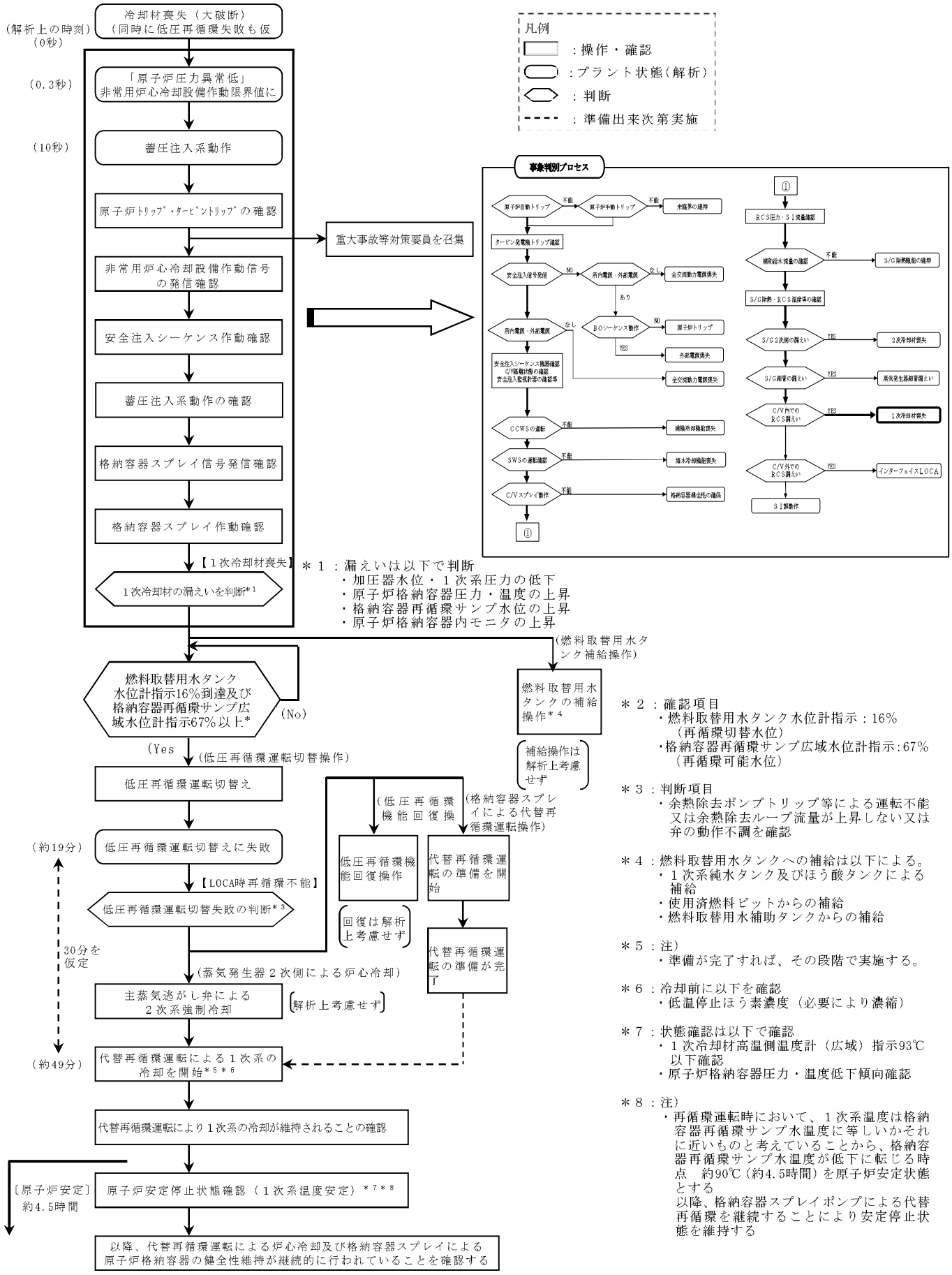


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

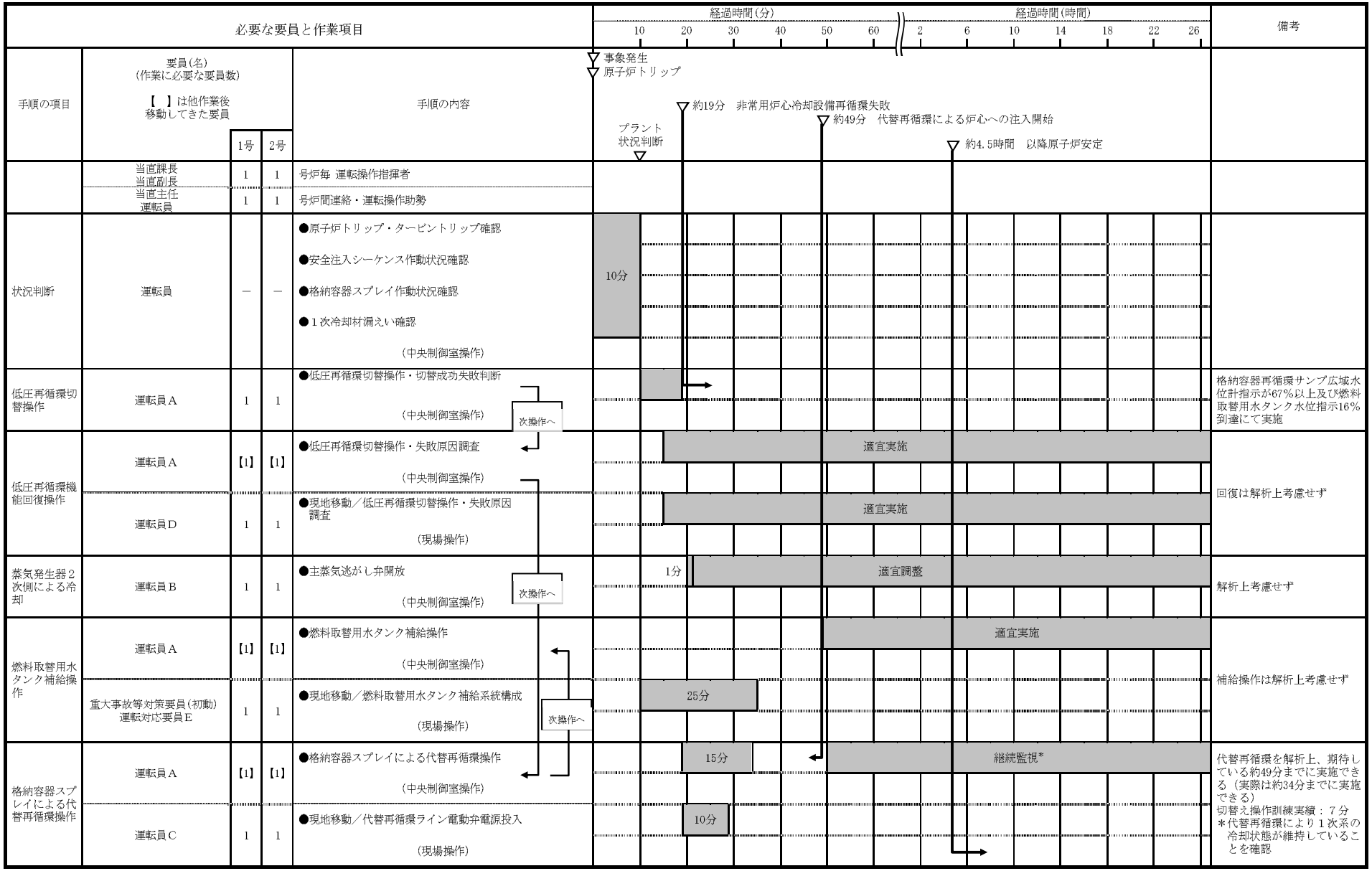
第1.15-28図 ECCS注水機能喪失時(中破断LOCA＋高圧注入失敗)の作業と所要時間



第1.15-29図　ECCS再循環機能喪失時の重大事故等対策の概略系統図

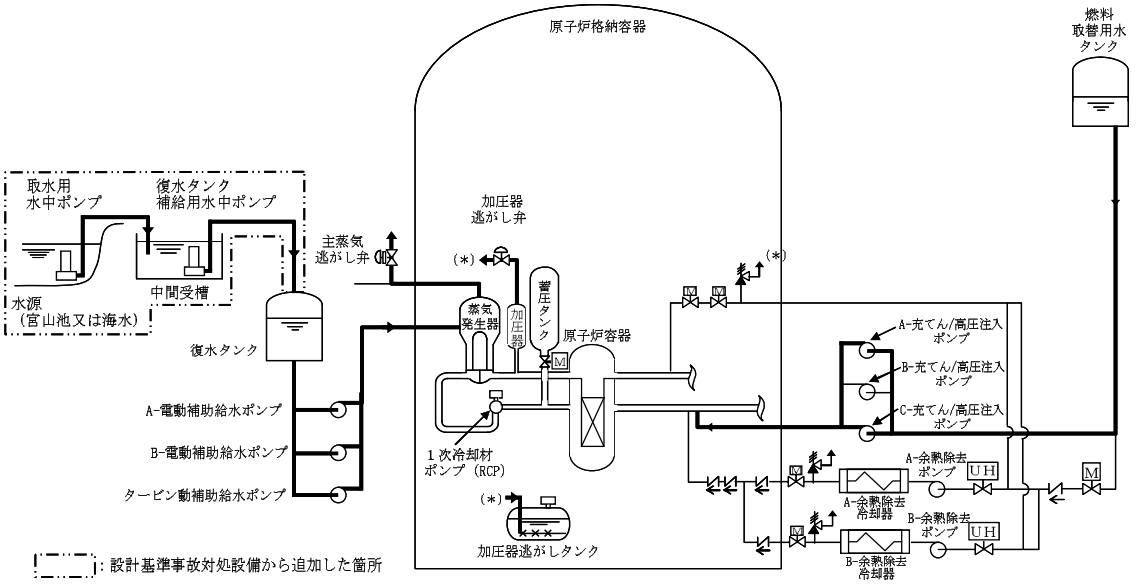


第1.15-30図　事故シーケンスグループ「ECCS再循環機能喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」の事象進展）

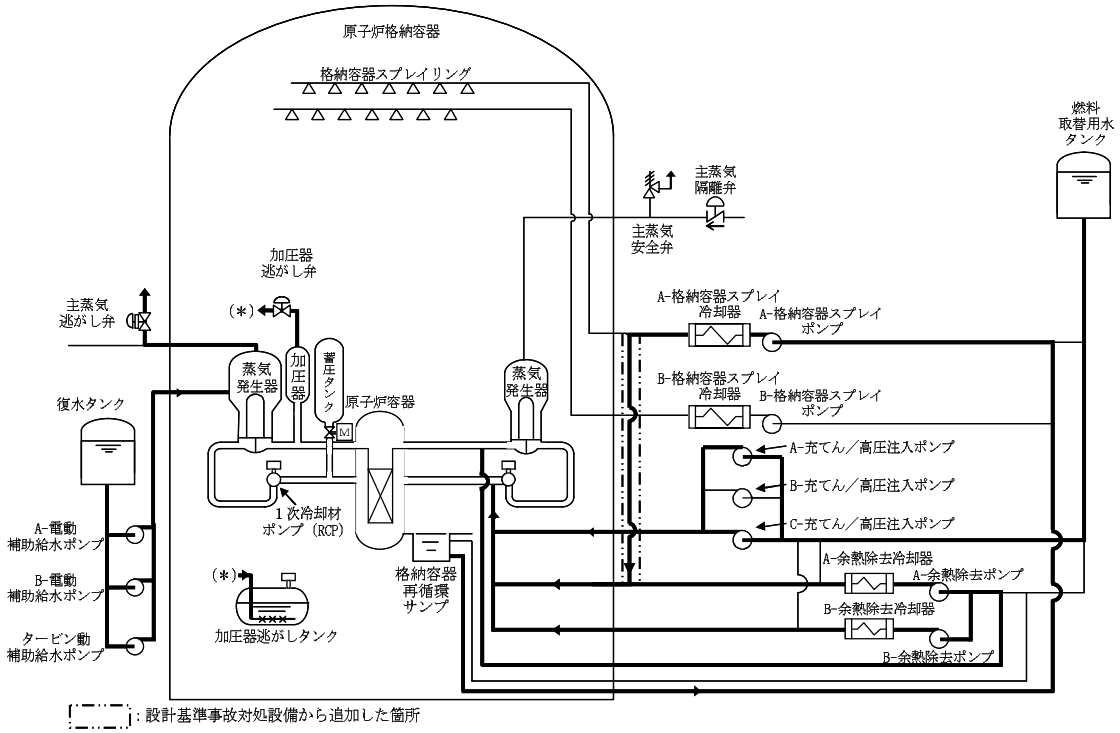


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間または作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

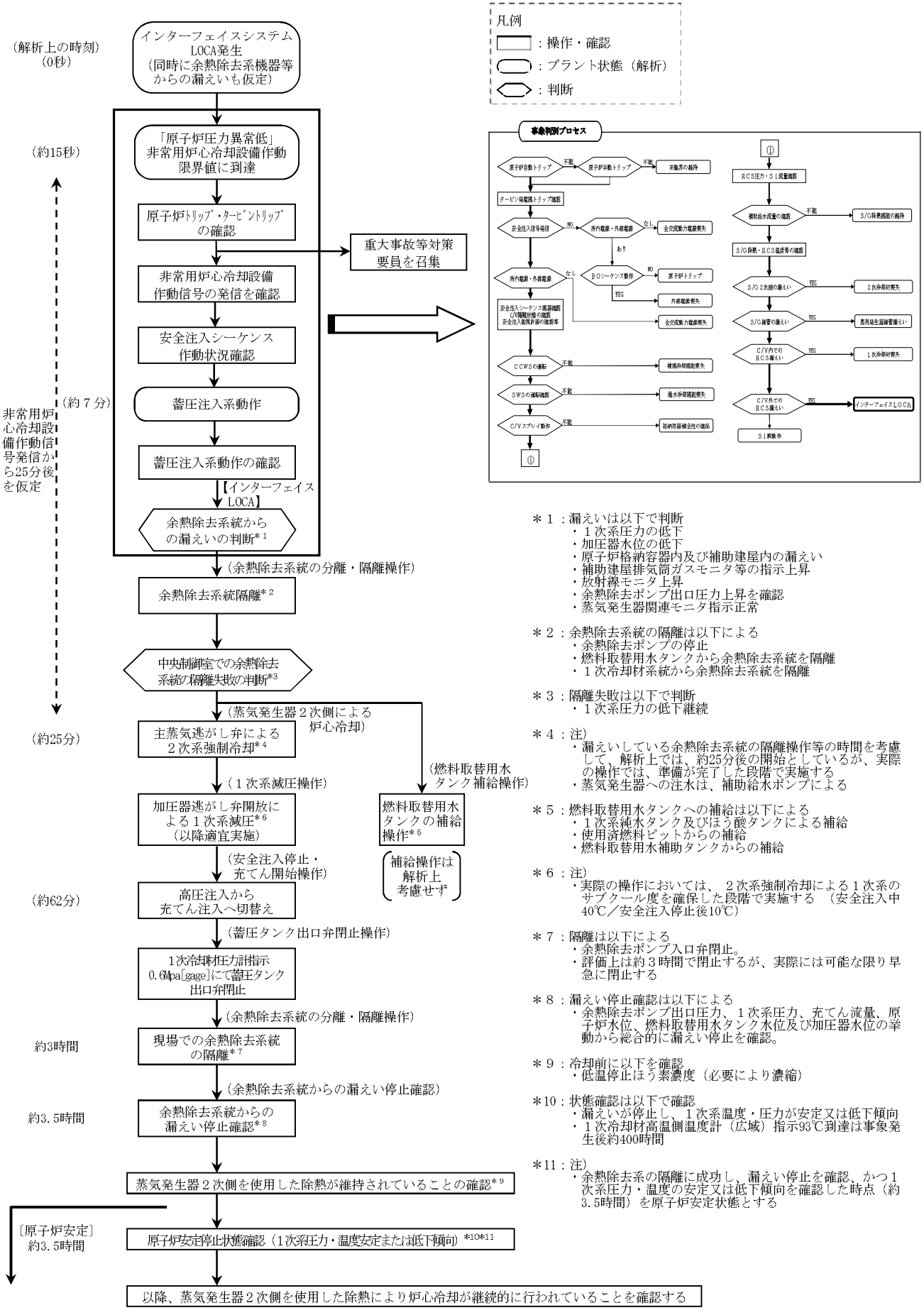
第1.15-31図 ECCS再循環機能喪失時(大破断LOCA＋低圧再循環失敗)の作業と所要時間



第1.15-32図　格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
（インターフェイスシステムLOCA）



第1.15-33図　格納容器バイパス時の重大事故等対策の概略系統図
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



＊１：漏えいは以下で判断
・１次系圧力の低下
・加圧器水位の低下
・原子炉格納容器内及び補助建屋内の漏えい
・補助建屋排気筒ガスモニタ等の指示上昇
・放射線モニタ上昇
・余熱除去ポンプ出口圧力上昇を確認
・蒸気発生器関連モニタ指示正常

＊２：余熱除去系統の隔離は以下による
・余熱除去ポンプの停止
・燃料取替用水タンクから余熱除去系統を隔離
・１次冷却材系統から余熱除去系統を隔離

＊３：隔離失敗は以下で判断
・１次系圧力の低下継続

＊４：注）
・漏えいしている余熱除去系統の隔離操作等の時間を考慮して、解析上では、約25分後の開始としているが、実際の操作では、準備が完了した段階で実施する
・蒸気発生器への注水は、補助給水ポンプによる

＊５：燃料取替用水タンクへの補給は以下による
・１次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
・使用済燃料ピットからの補給
・燃料取替用水補助タンクからの補給

＊６：注）
・実際の操作においては、２次系強制冷却による１次系のサブクール度を確保した段階で実施する（安全注入中40℃／安全注入停止後10℃）

＊７：隔離は以下による
・余熱除去ポンプ入口弁閉止。
・評価上は約３時間で閉止するが、実際には可能な限り早急に閉止する

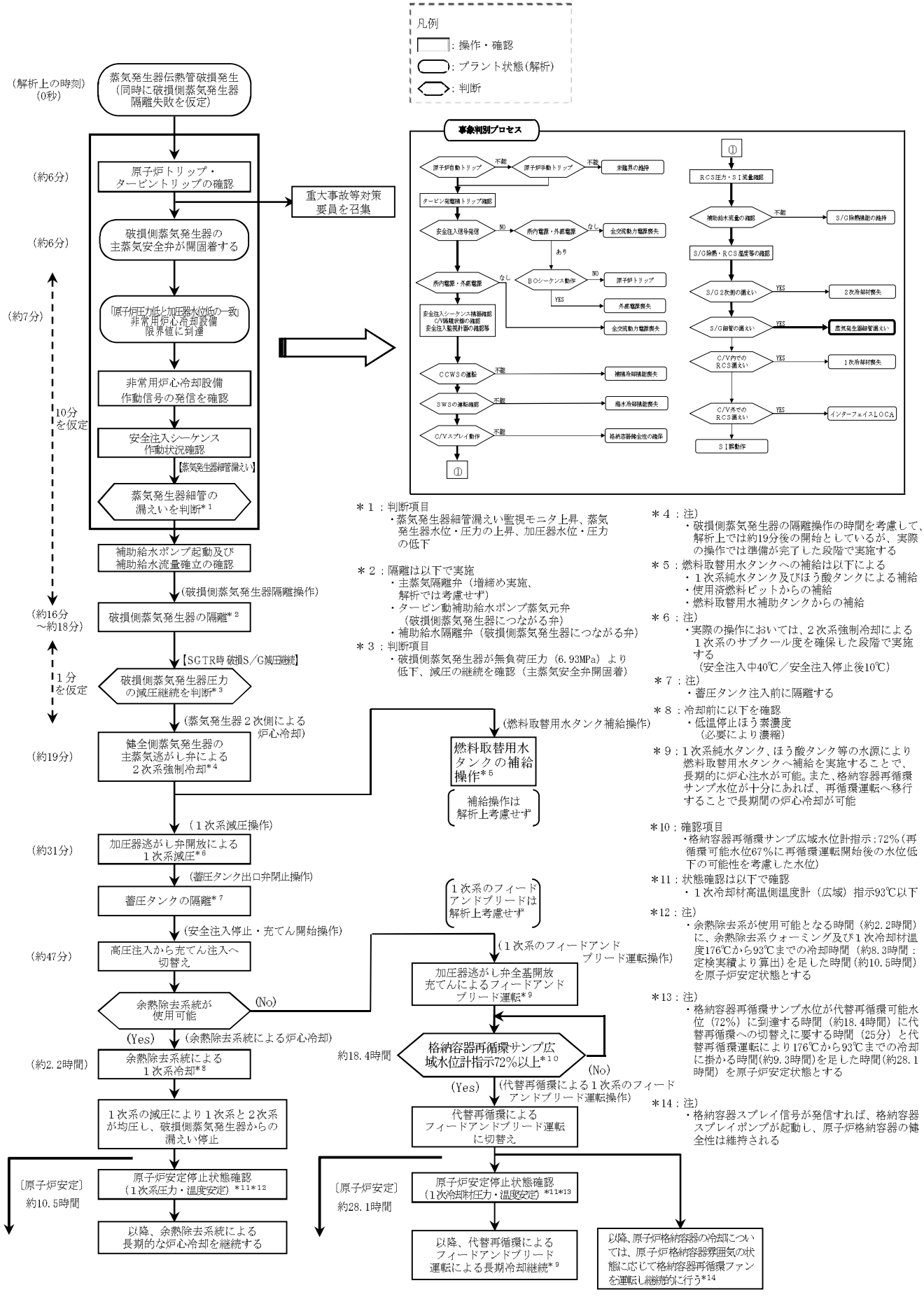
＊８：漏えい停止確認は以下による
・余熱除去ポンプ出口圧力、１次系圧力、充てん流量、原子炉水位、燃料取替用水タンク水位及び加圧器水位の挙動から総合的に漏えい停止を確認。

＊９：冷却前に以下を確認
・低温停止ほう素濃度（必要により濃縮）

＊10：状態確認は以下で確認
・漏えいが停止し、１次系温度・圧力が安定又は低下傾向
・１次冷却材高温側温度計（広域）指示93℃到達は事象発生後約400時間

＊11：注）
・余熱除去系の隔離に成功し、漏えい停止を確認、かつ１次系圧力・温度の安定又は低下傾向を確認した時点（約3.5時間）を原子炉安定状態とする

第1.15-34図　事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「インターフェイスシステムLOCA」の事象進展）



＊1：判断項目
・蒸気発生器細管漏えい監視モニタ上昇、蒸気発生器水位・圧力の上昇、加圧器水位・圧力の低下

＊2：隔離は以下で実施
・主蒸気隔離弁（増締め実施、解析では考慮せず）
・タービン動補助給水ポンプ蒸気元弁（破損側蒸気発生器につながる弁）
・補助給水隔離弁（破損側蒸気発生器につながる弁）

＊3：判断項目
・破損側蒸気発生器が無負荷圧力（6.93MPa）より低下、減圧の継続を確認（主蒸気安全弁開固着）

＊4：注）
・破損側蒸気発生器の隔離操作の時間を考慮して、解析上では約19分後の開始としているが、実際の操作では準備が完了した段階で実施する

＊5：燃料取替用水タンクへの補給は以下による
・１次系純水タンク及びほう酸タンクによる補給
・使用済燃料ピットからの補給
・燃料取替用水補助タンクからの補給

＊6：注）
・実際の操作においては、２次系強制冷却による１次系のサブクール度を確保した段階で実施する
（安全注入中40℃／安全注入停止後10℃）

＊7：注）
・蓄圧タンク注入前に隔離する

＊8：冷却前に以下を確認
・低温停止ほう素濃度
（必要により濃縮）

＊9：１次系純水タンク、ほう酸タンク等の水源により燃料取替用水タンクへ補給を実施することで、長期的に炉心注水が可能。また、格納容器再循環サンプ水位が十分にあれば、再循環運転へ移行することで長期間の炉心冷却が可能

＊10：確認項目
・格納容器再循環サンプ広域水位計指示：72%（再循環可能水位67%に再循環運転開始後の水位低下の可能性を考慮した水位）

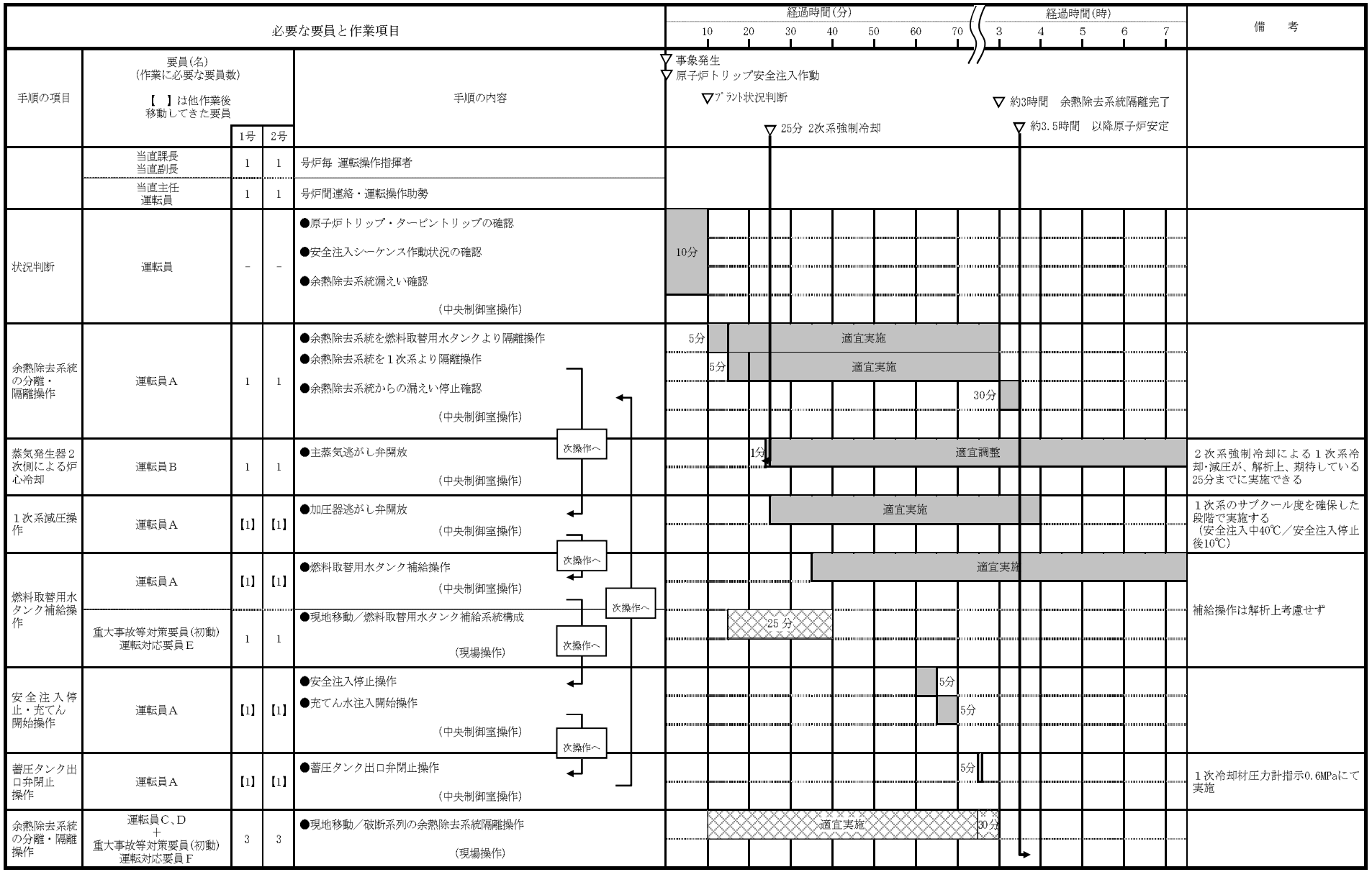
＊11：状態確認は以下で確認
・１次冷却材高温側温度計（広域）指示93℃以下

＊12：注）
・余熱除去系が使用可能となる時間（約2.2時間）に、余熱除去系ウォーミング及び１次冷却材温度176℃から93℃までの冷却時間（約8.3時間：定検実績より算出）を足した時間（約10.5時間）を原子炉安定状態とする

＊13：注）
・格納容器再循環サンプ水位が代替再循環可能水位（72%）に到達する時間（約18.4時間）に代替再循環への切替えに要する時間（25分）と代替再循環運転により176℃から93℃までの冷却に掛かる時間（約9.3時間）を足した時間（約28.1時間）を原子炉安定状態とする

＊14：注）
・格納容器スプレイ信号が発信すれば、格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される

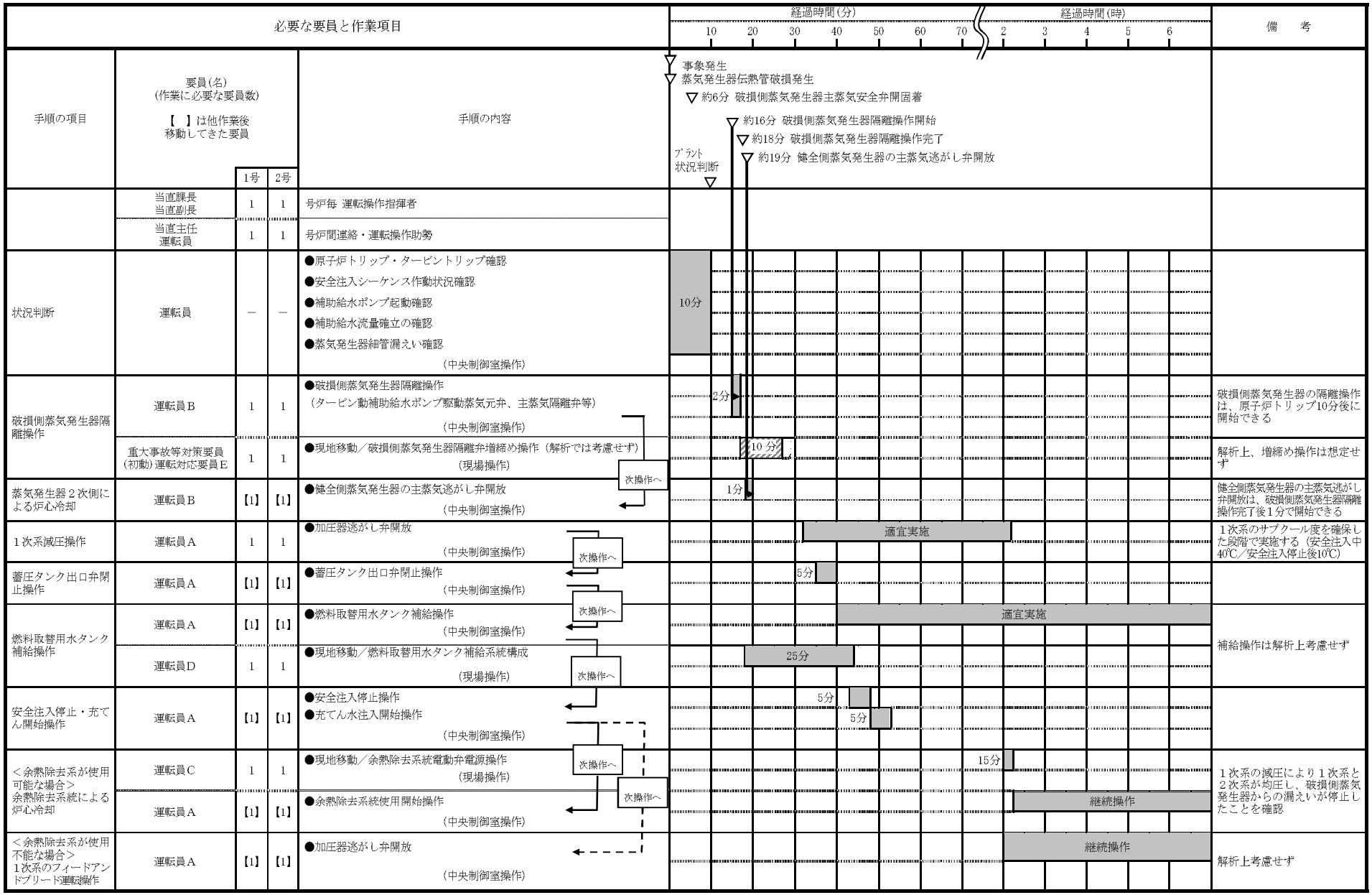
第1.15-35図　事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗」の事象進展）



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している
（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

□ 汚染防護服（タイベック・ゴム手袋等）、全面マスク、ポケット線量計等着用
■ 放射線防護具着用なし

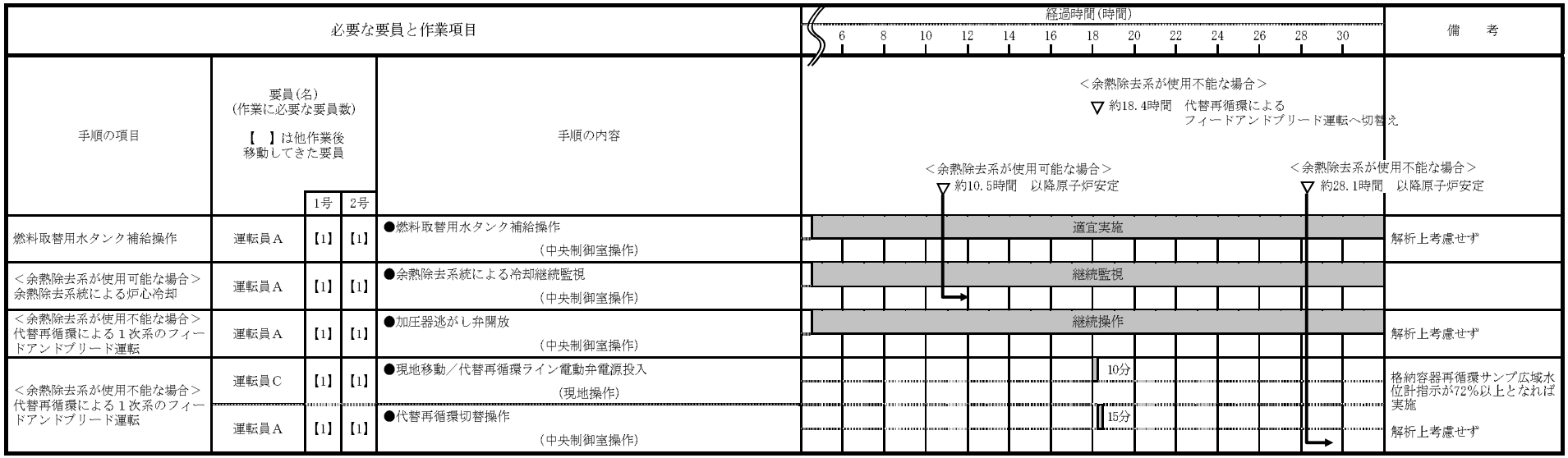
第1.15-36図　格納容器バイパス時（インターフェイスシステムLOCA）の作業と所要時間



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

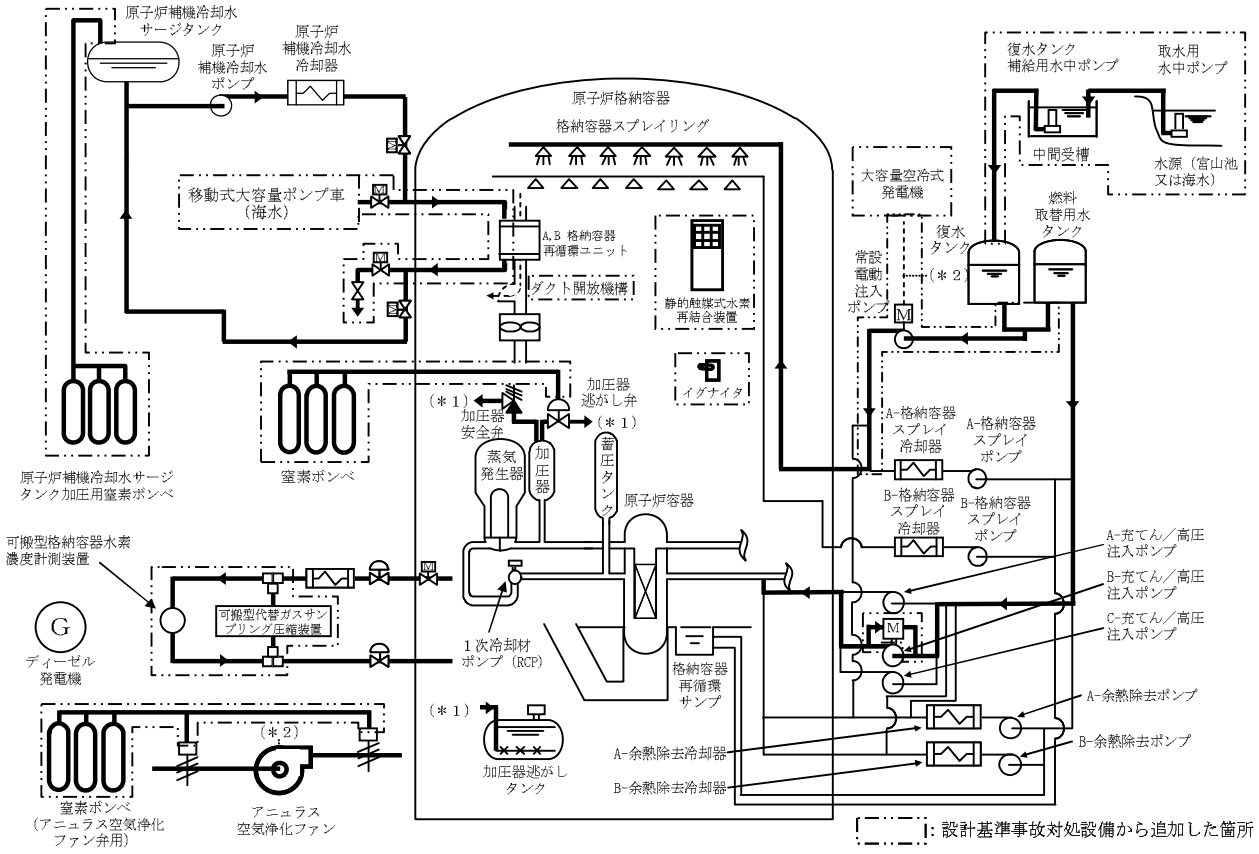
全面マスク、ポケット線量計着用
放射線防護具着用なし

第1.15-37図　格納容器バイパス時(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)の作業と所要時間(1/2)

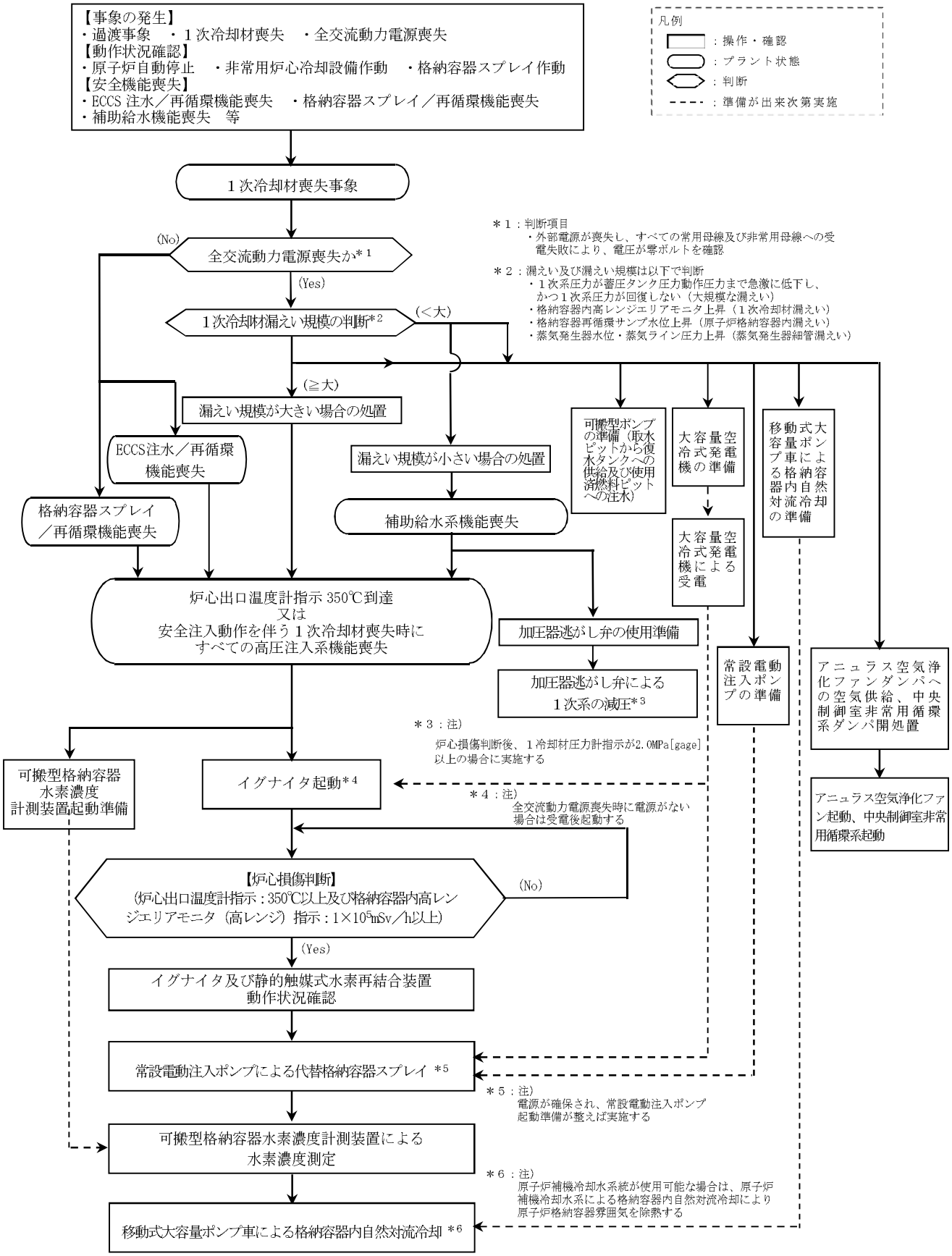


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

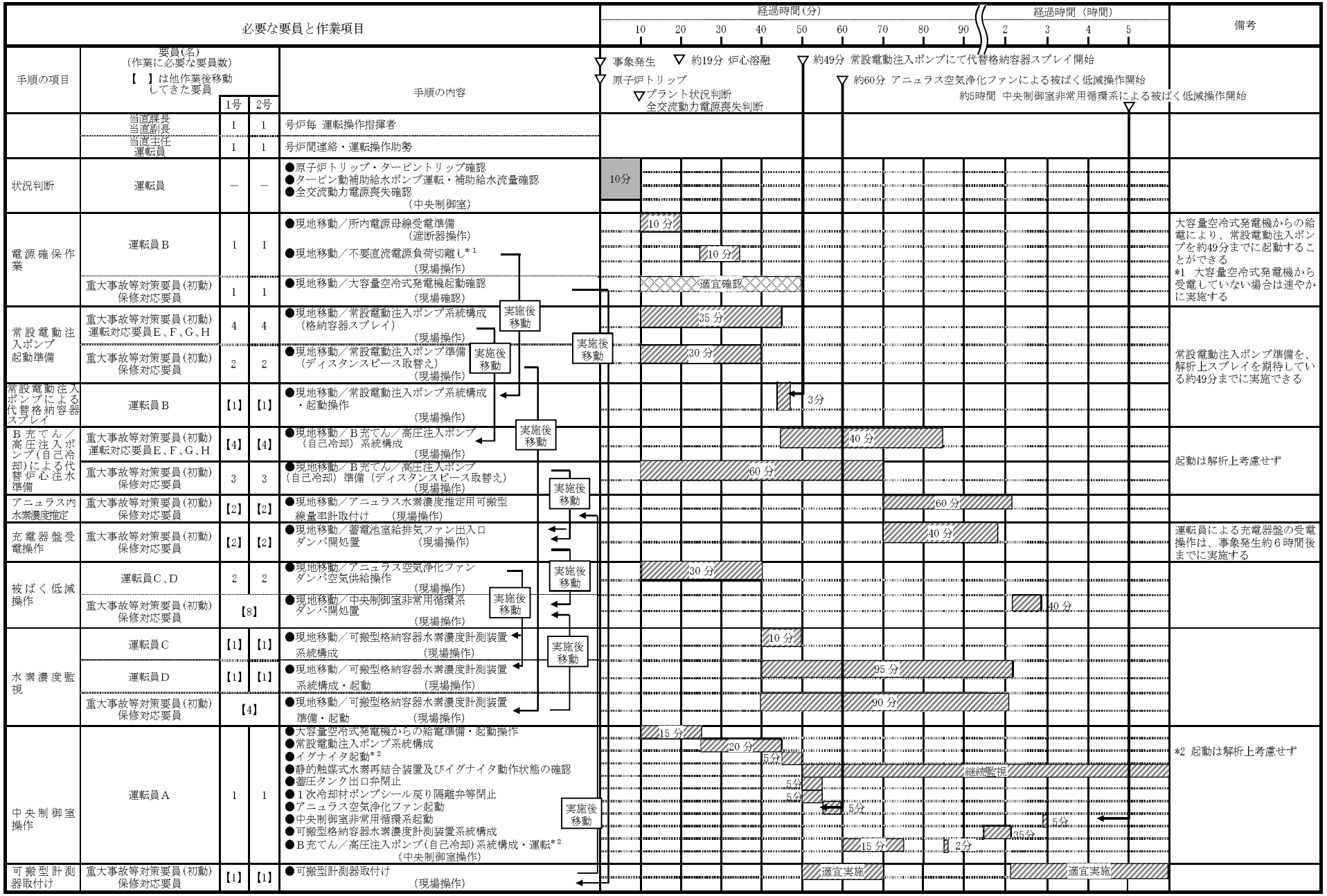
第1.15-37図　格納容器バイパス時(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-38図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）モードでの
重大事故等対策の概略系統図



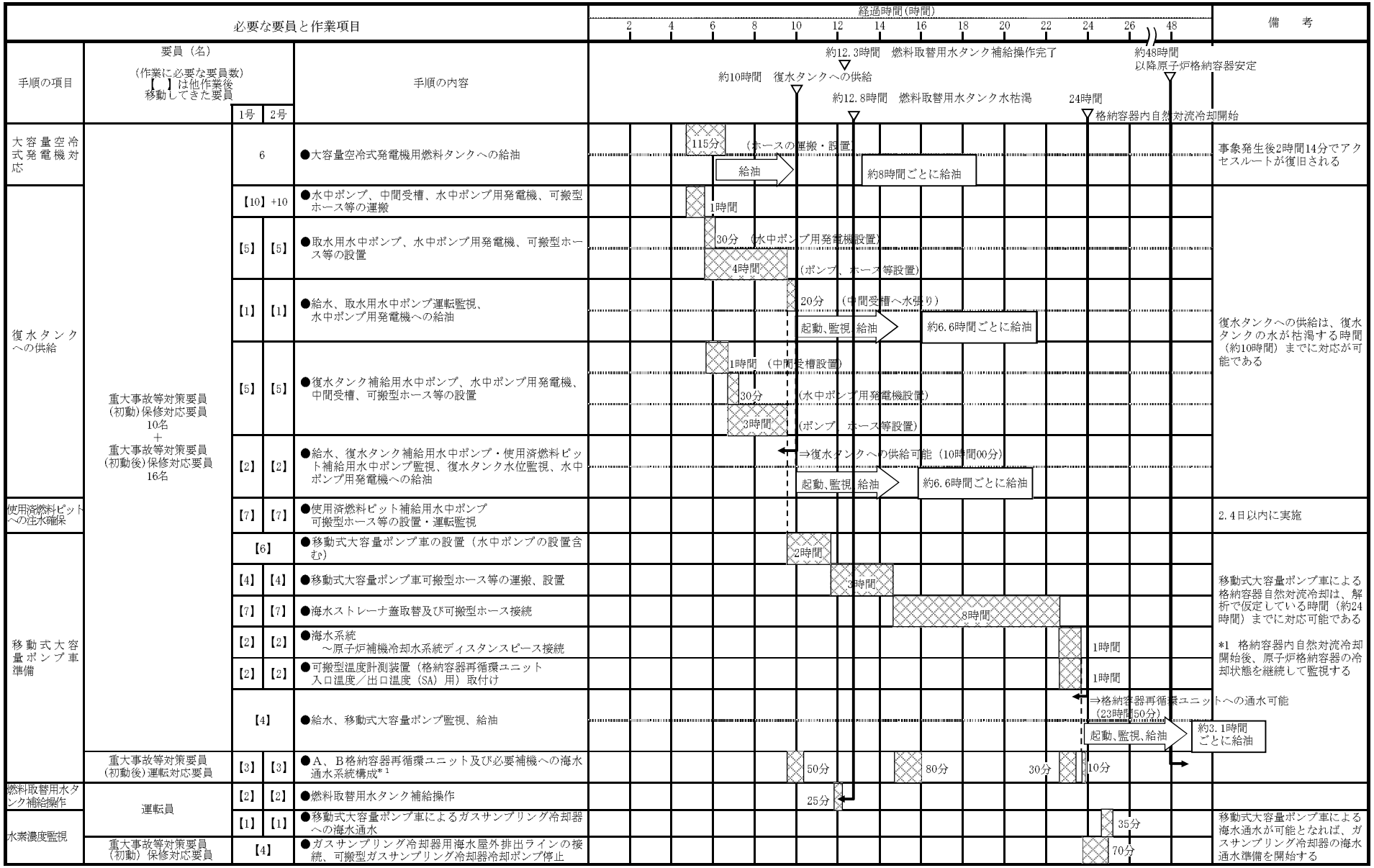
第1.15-39図　格納容器破損モードの対応手順の概要
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

汚染防護服（タイベック・ゴム手袋等）、全面マスク、ポケット線量計着用
全面マスク、ポケット線量計着用
放射線防護具着用なし

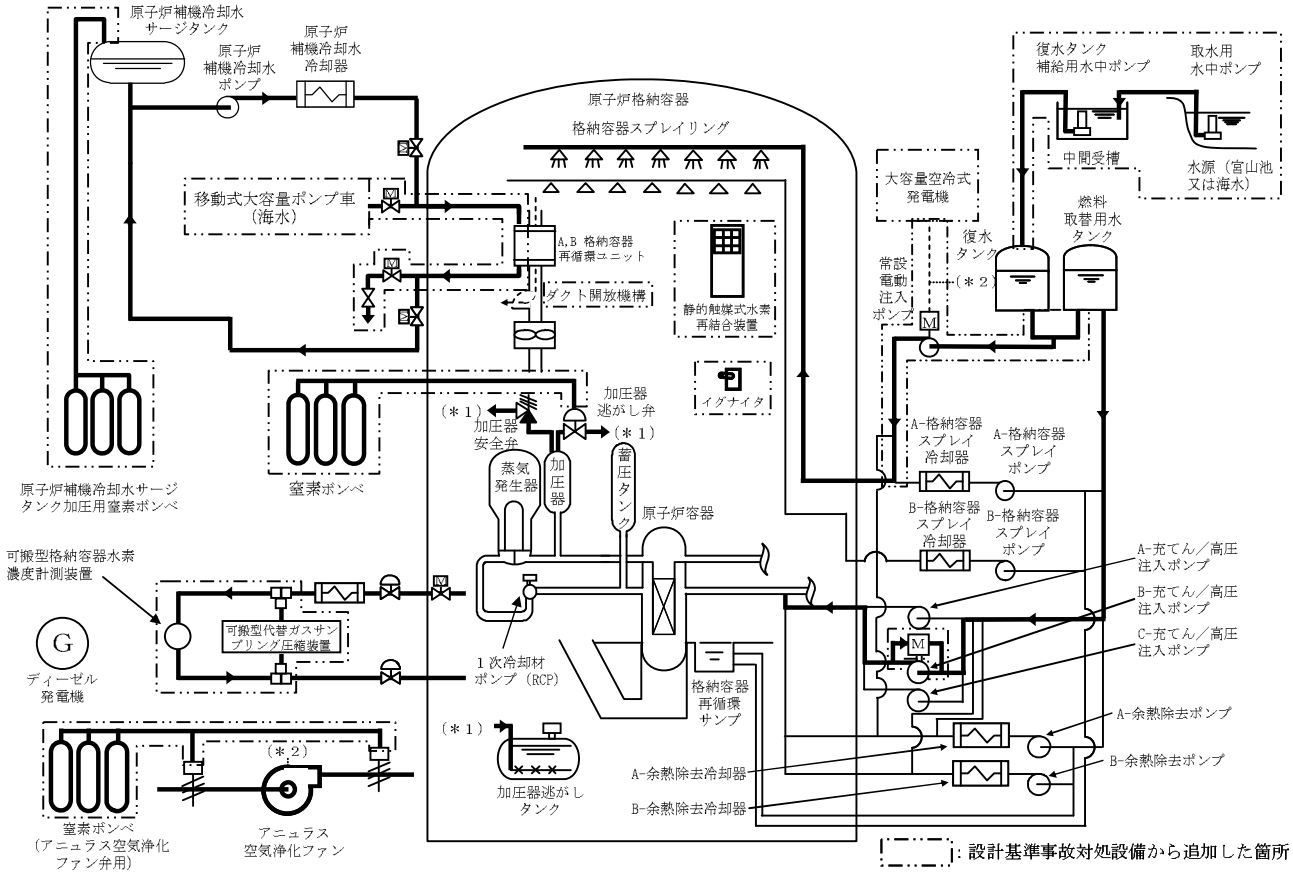
第1.15-40図　雰囲気圧力・温度による静的負荷
（格納容器過圧破損）（大破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗）時の作業と所要時間（1/2）



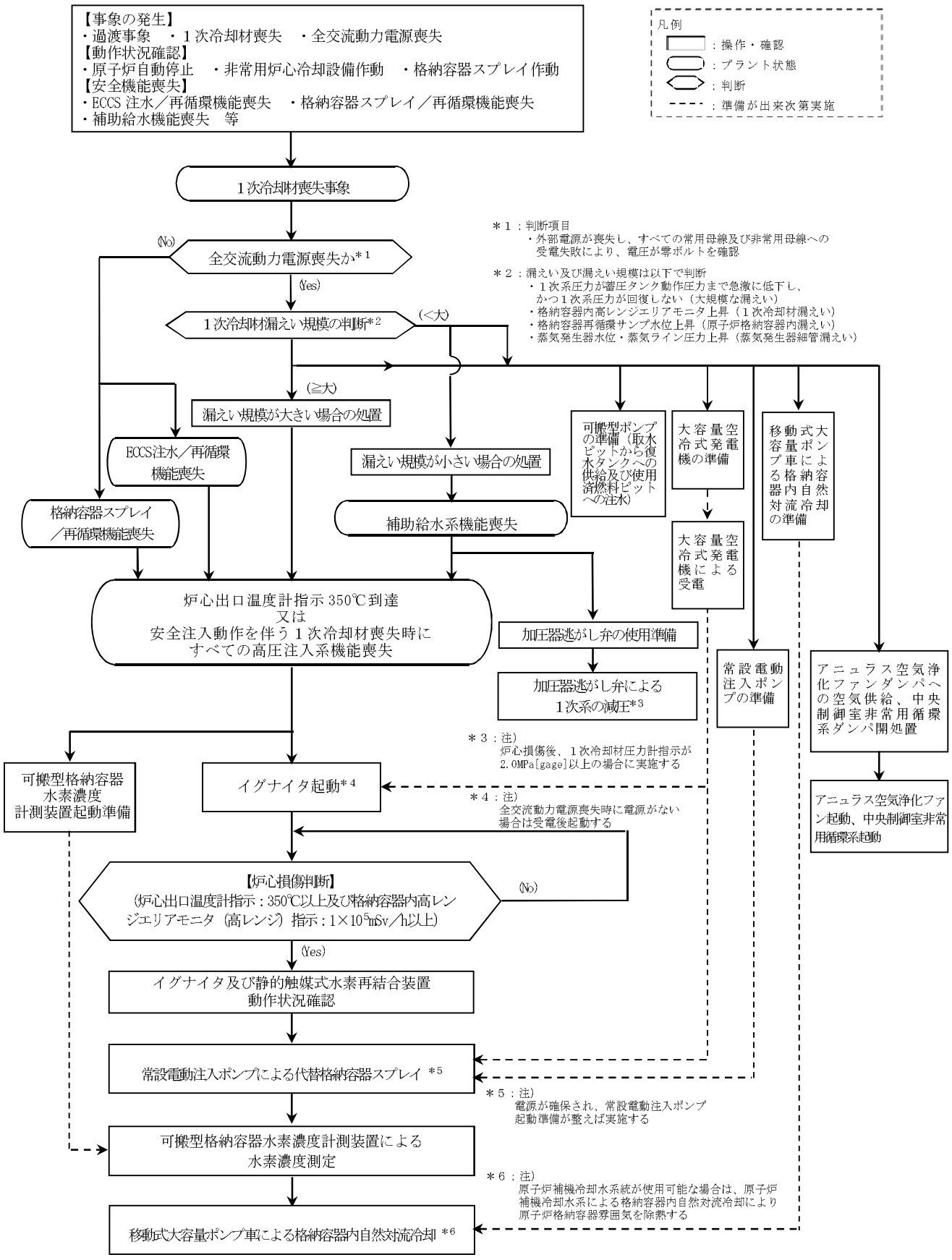
・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）

☒ 汚染防護服（タイベック・ゴム手袋等）、全面マスク、ポケット線量計着用

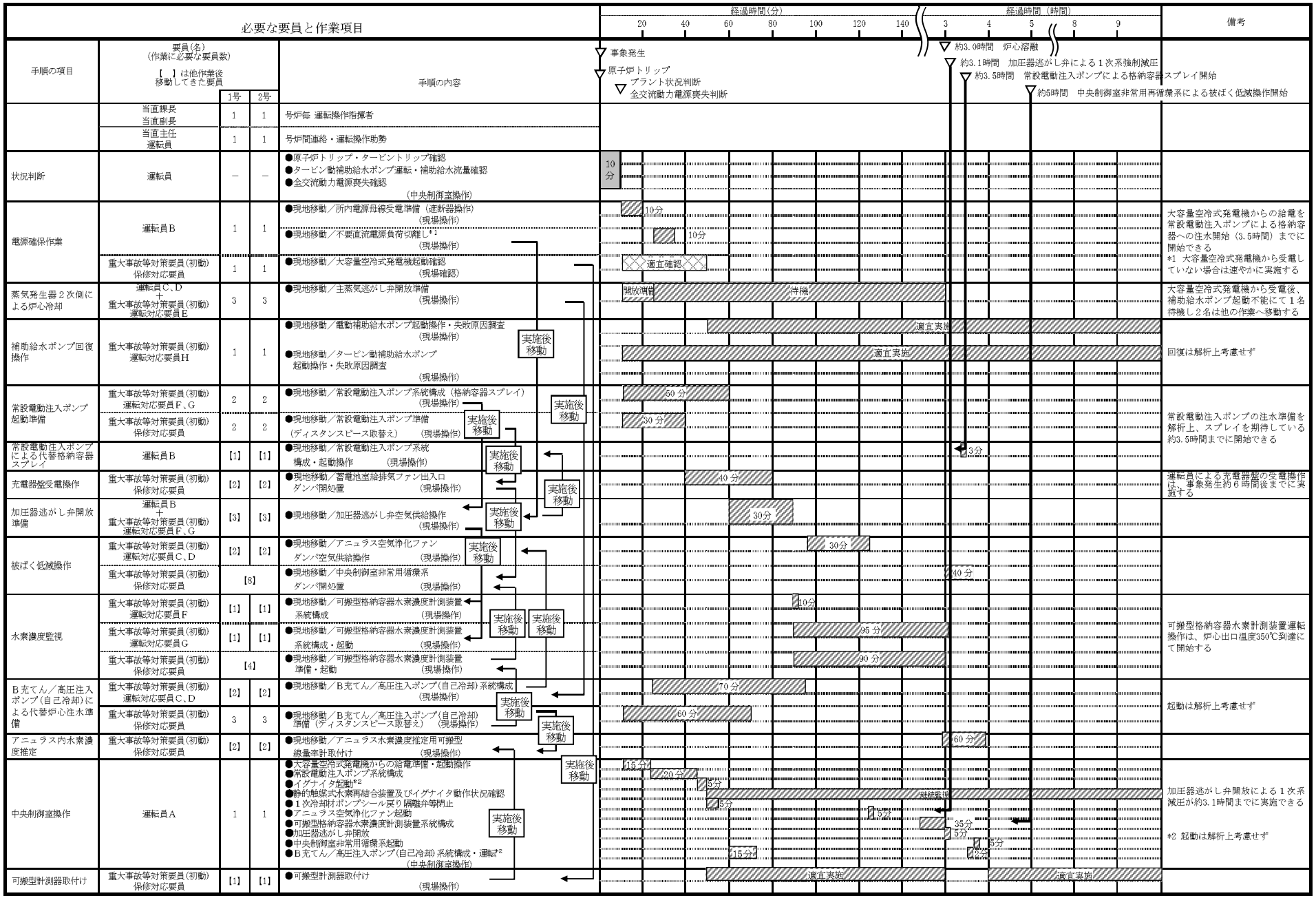
第1.15-40図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
（大破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗）時の作業と所要時間（2/2）



第1.15-41図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）モードでの
重大事故等対策の概略系統図



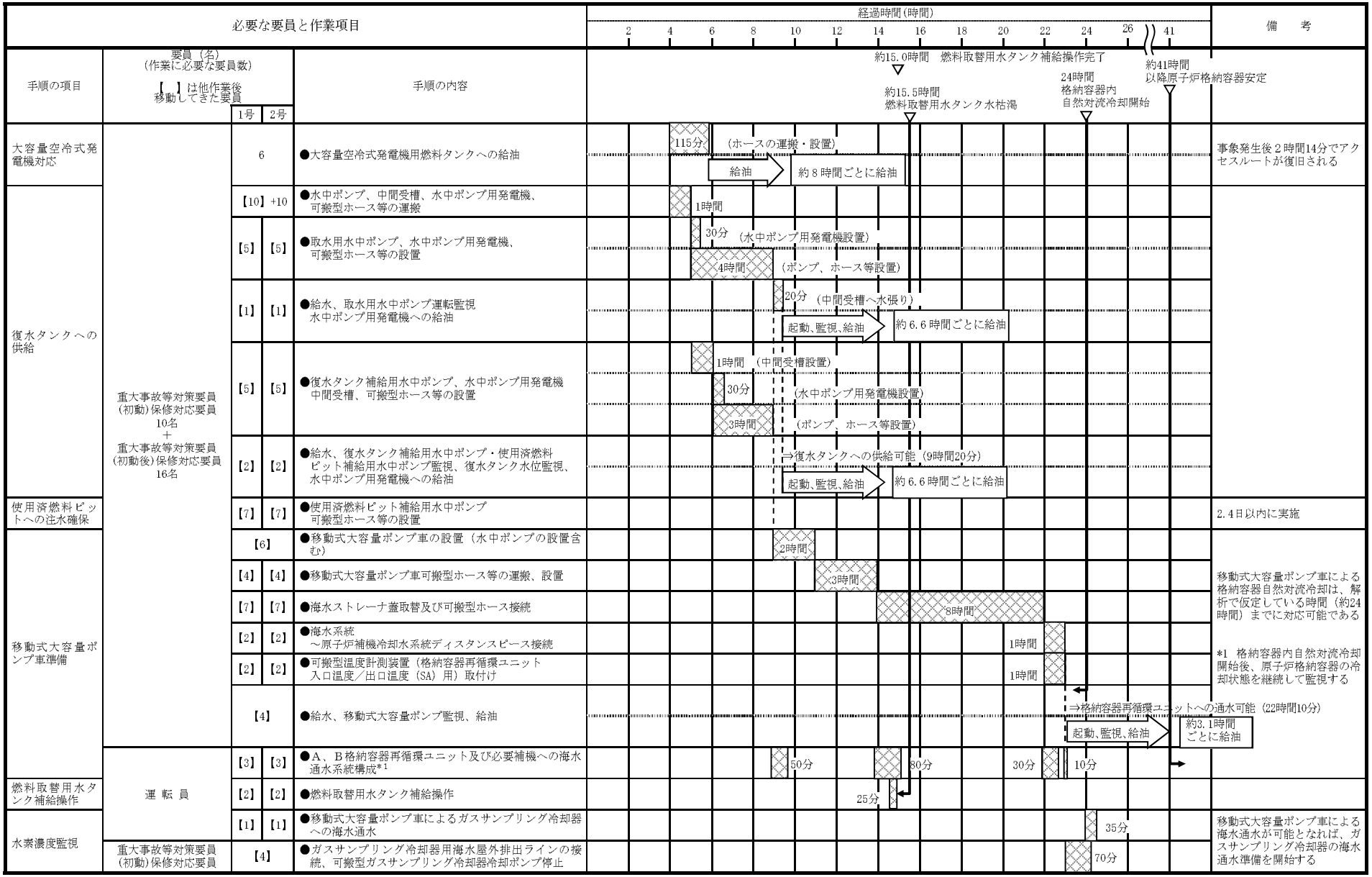
第1.15-42図　格納容器破損モードの対応手順の概要
（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

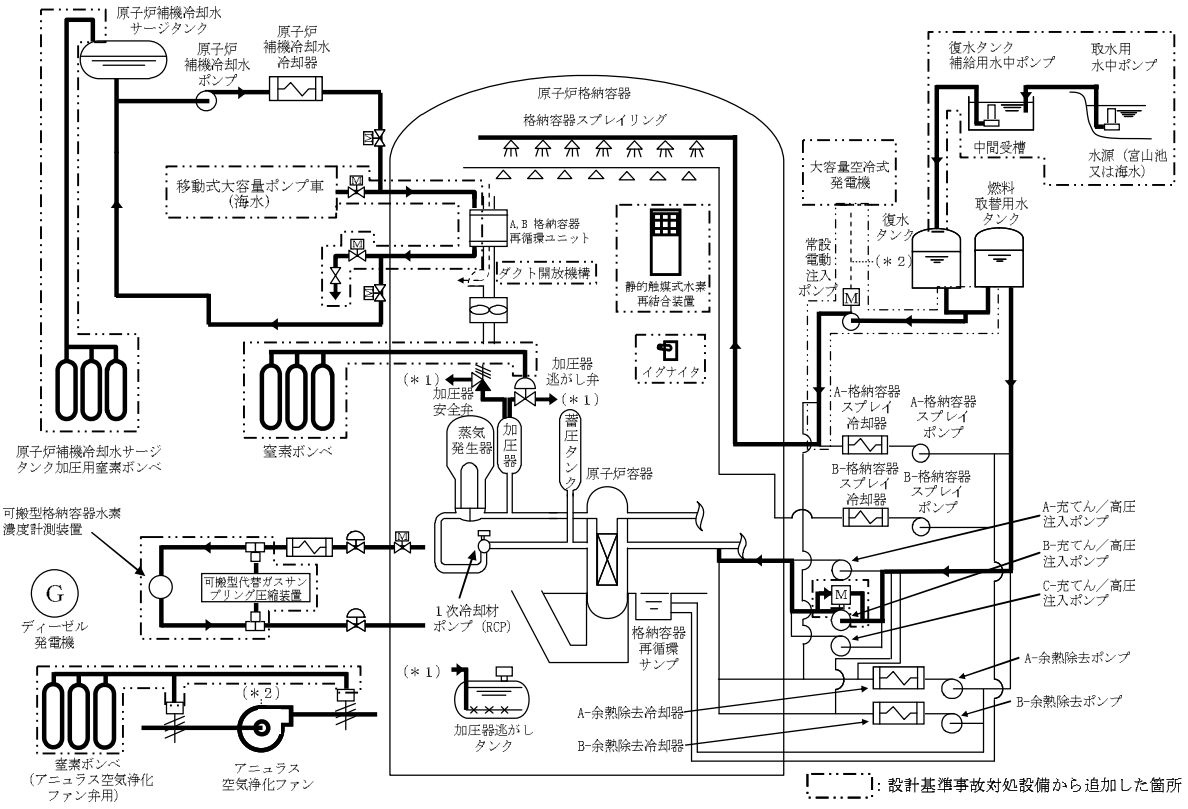
汚染防護服（タイベック・ゴム手袋等）、全面マスク、ポケット線量計着用
全面マスク、ポケット線量計着用
放射線防護具着用なし

第1.15-43図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）時の作業と所要時間（1/2）

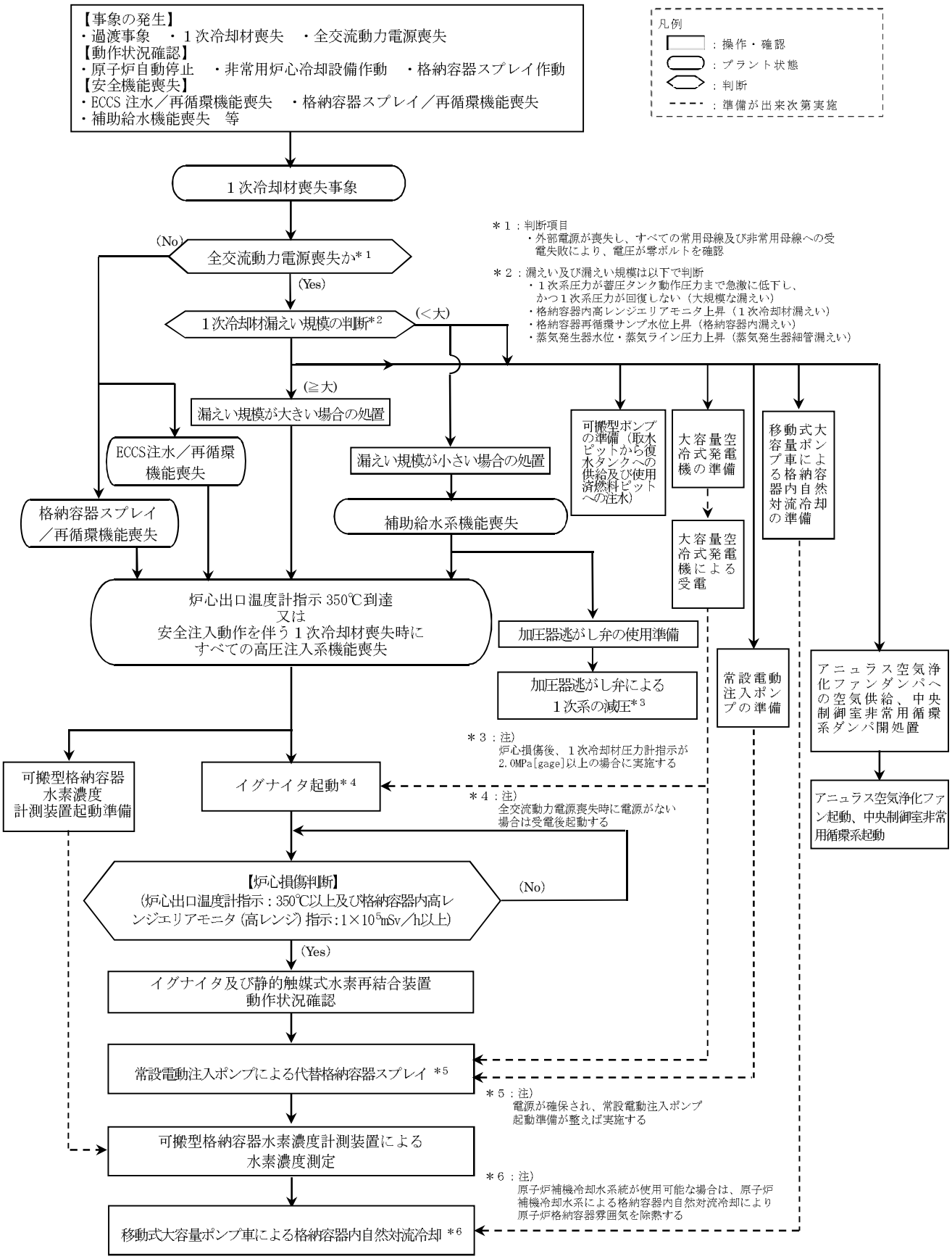


・給油間隔は発電機等定格負荷運続運転時の目安時間を記載
・炉心損傷が起きた場合は、作業員は一時退避する
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：２名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち２名が対応）

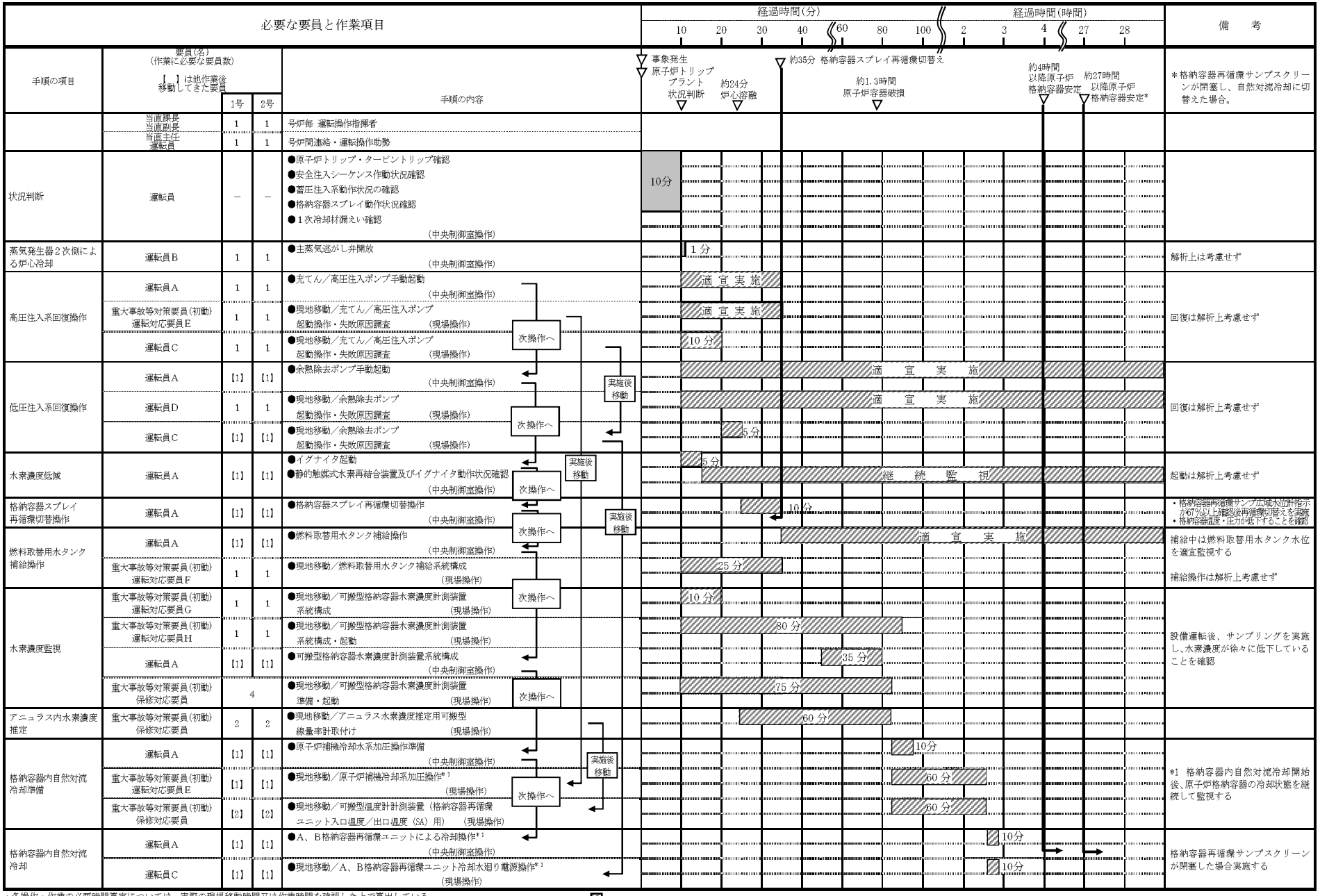
第 1.15-43 図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）時の作業と所要時間(2/2)



第1.15-44図　水素燃焼モードでの重大事故等対策の概略系統図



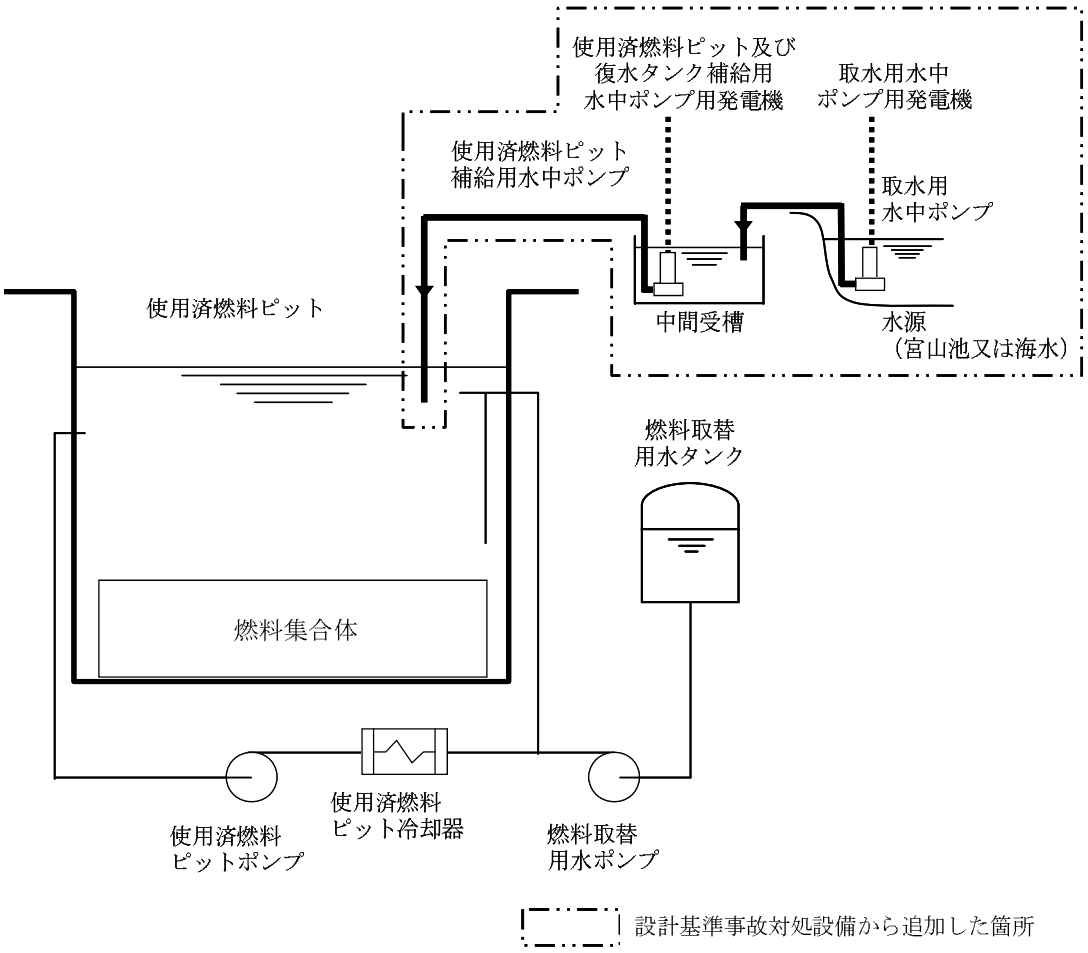
第1.15-45図　格納容器破損モードの対応手順の概要



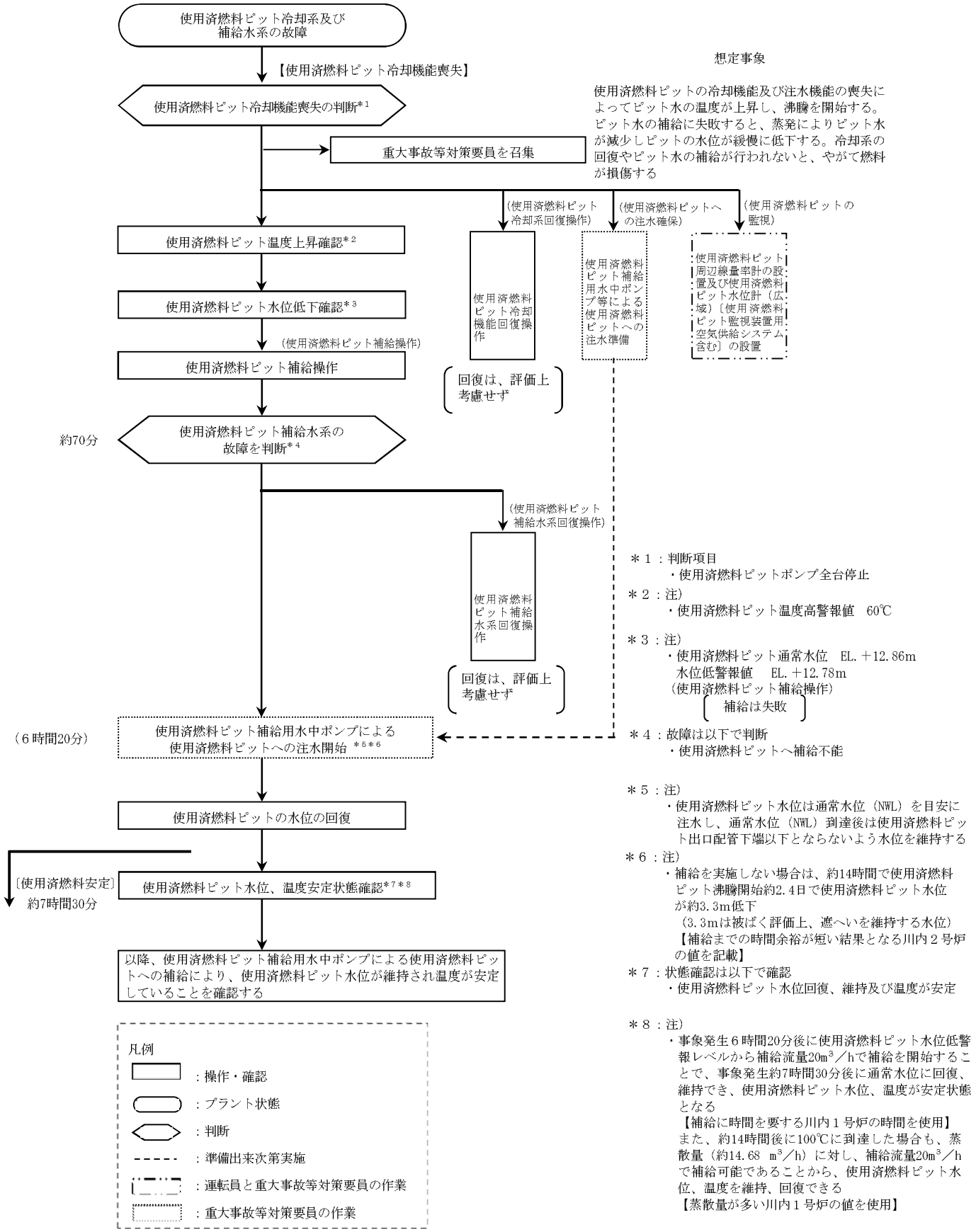
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している
（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

▨ 全面マスク、ポケット線量計着用
■ 放射線防護具着用なし

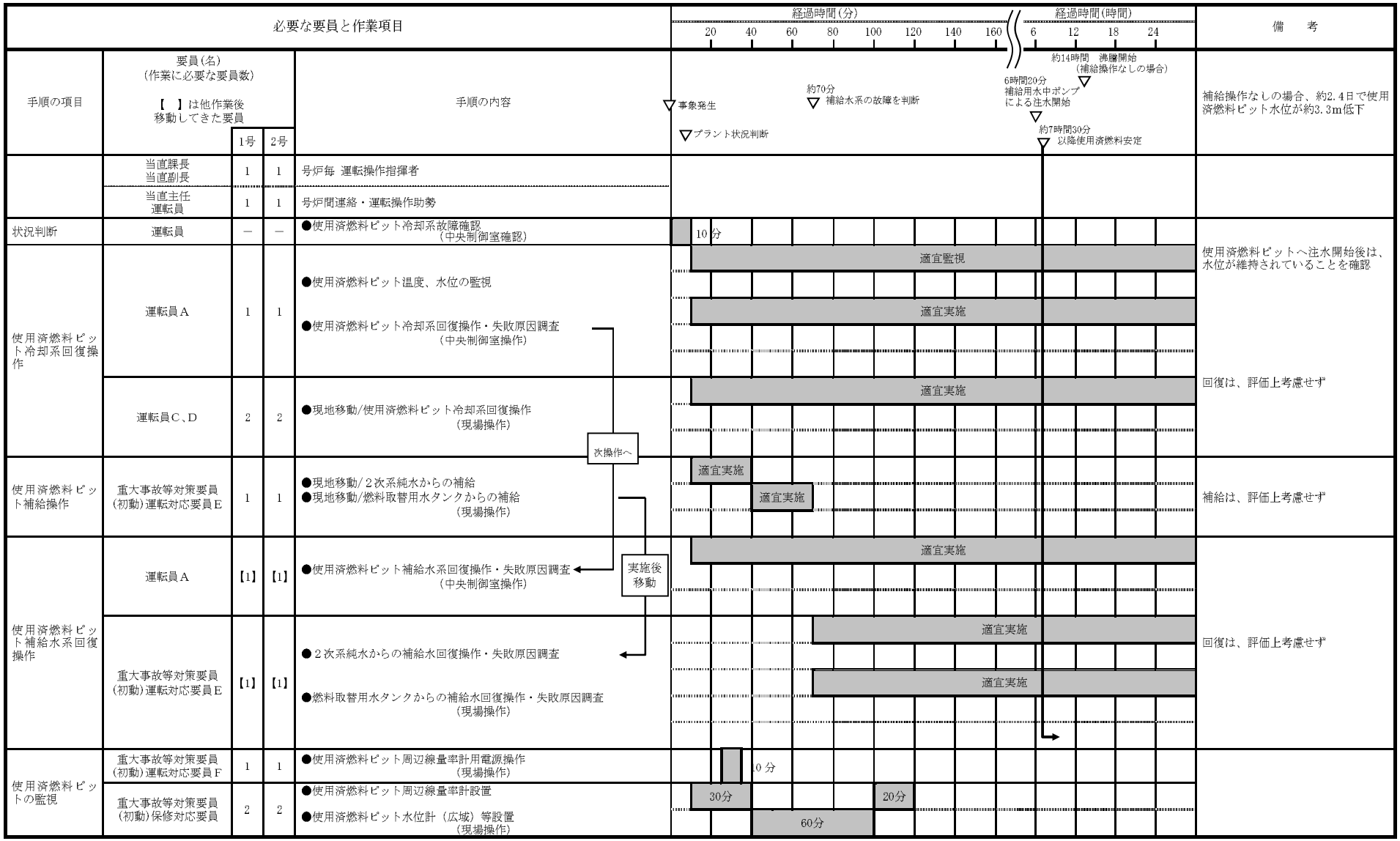
第1.15-46図　水素燃焼（大破断LOCA＋ECCS注入失敗）における作業と所要時間



第1.15-47図　想定事故1の重大事故等対策の概略系統図

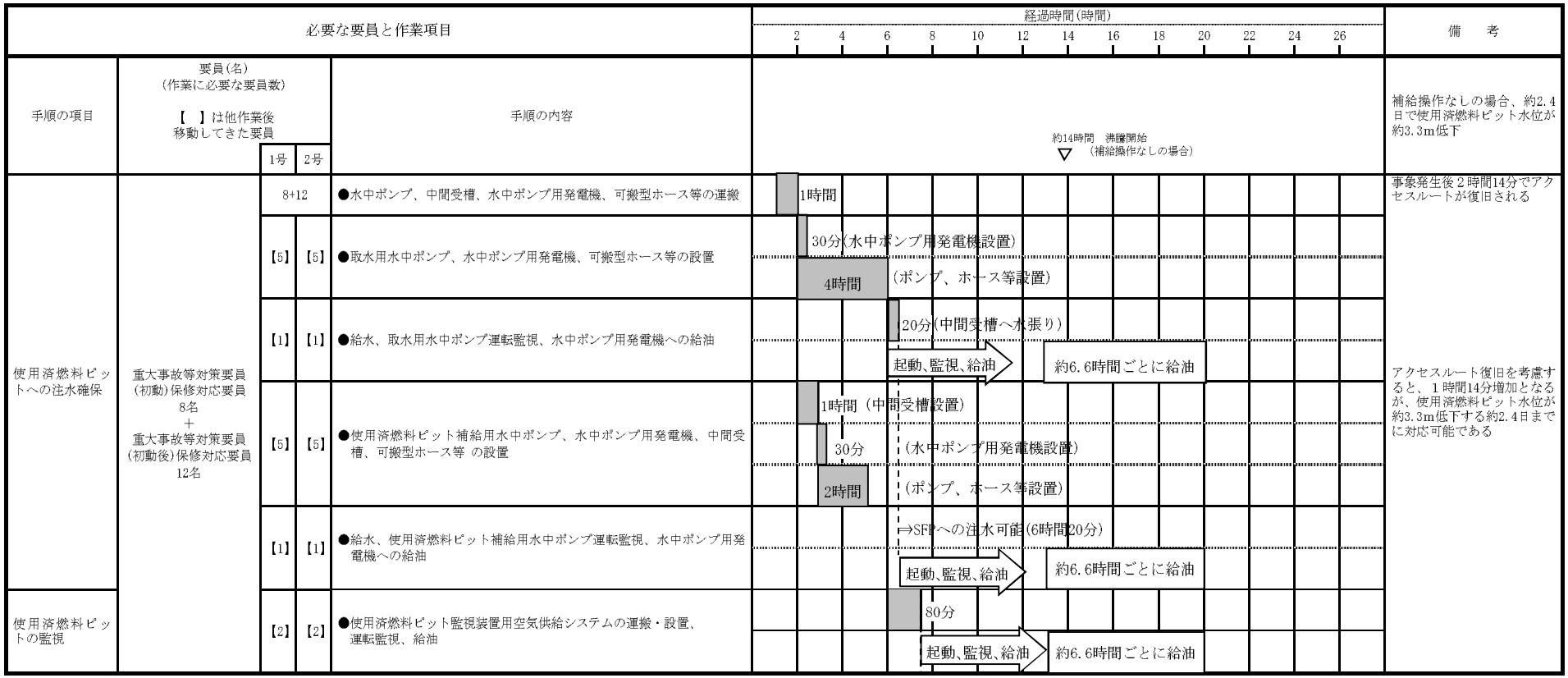


第1.15-48図　想定事故1「使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障」の対応手順の概要
（想定事故1の事象進展）



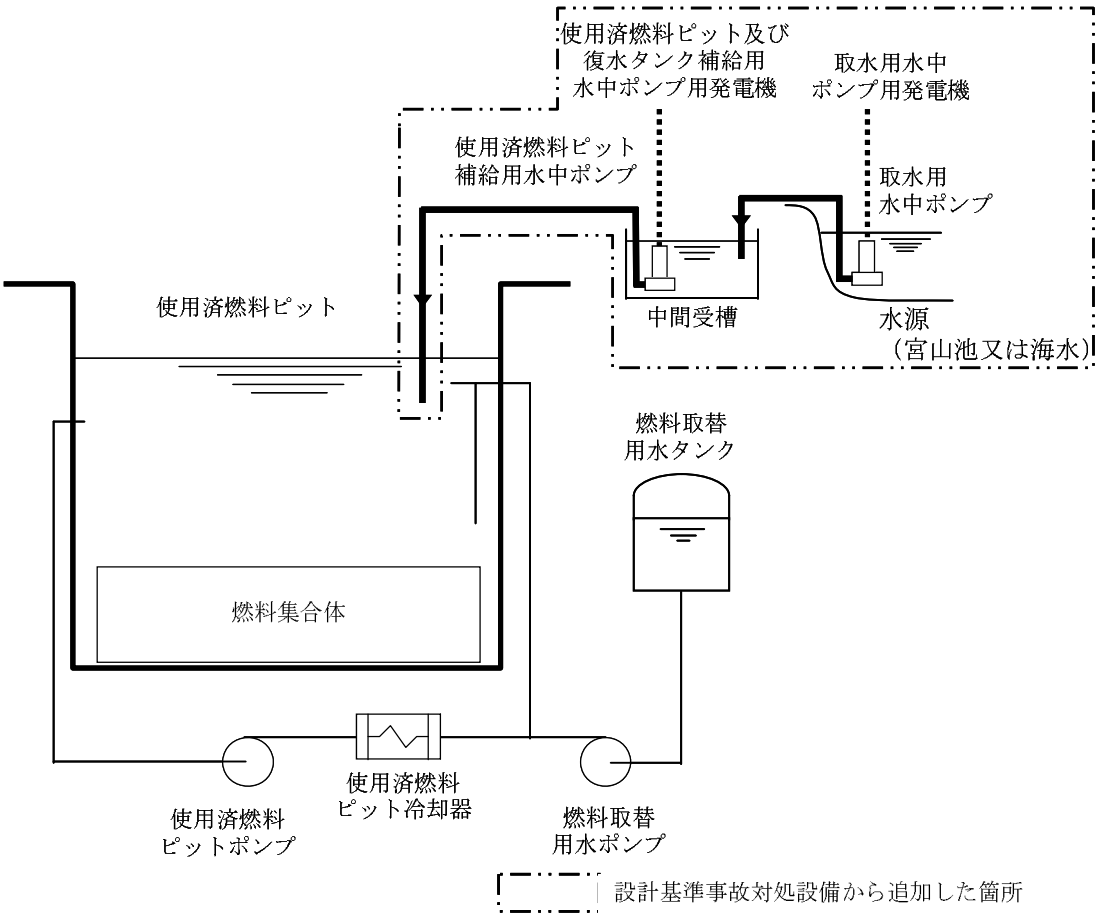
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-49図　想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)の作業と所要時間(1/2)

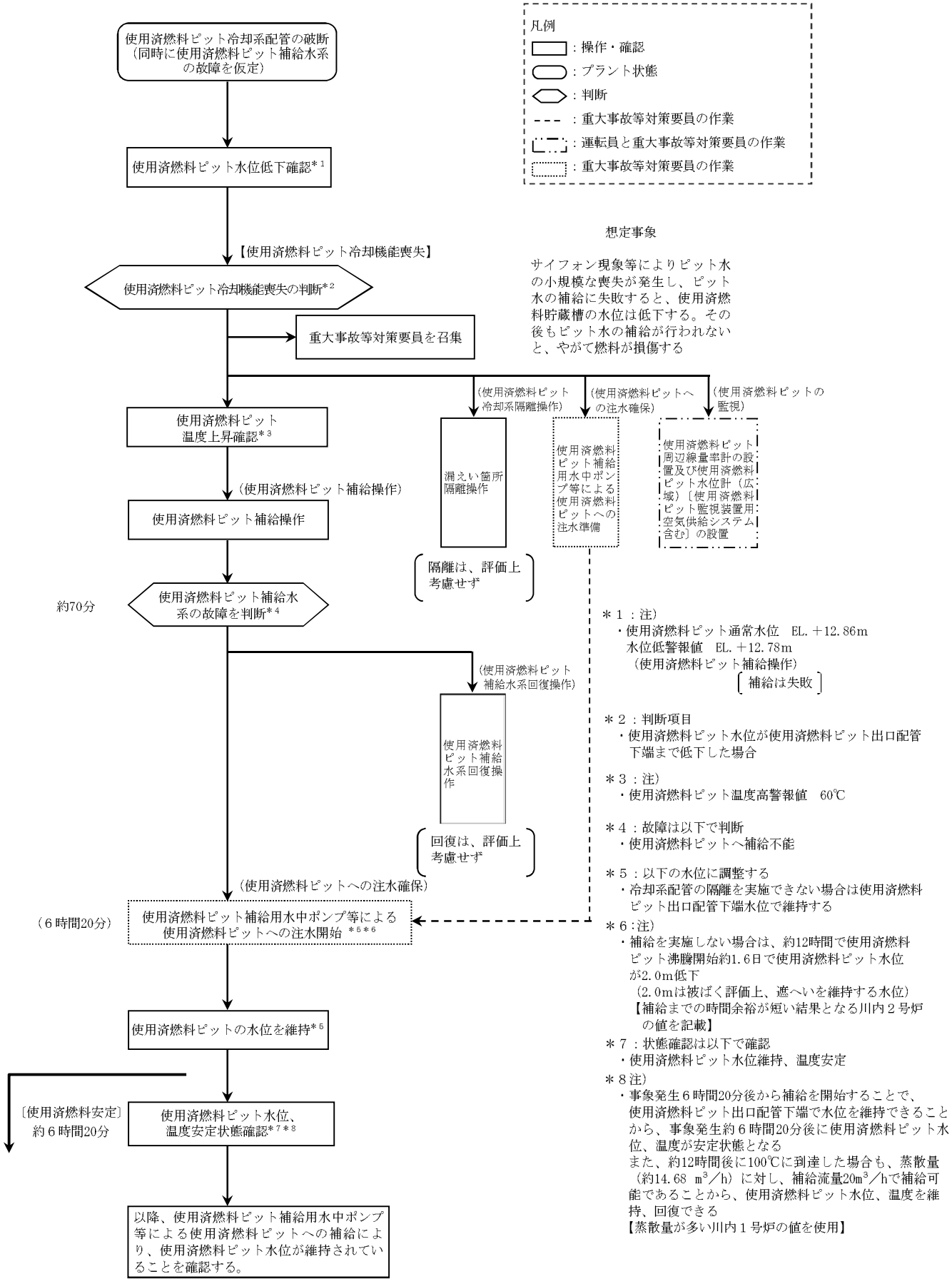


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

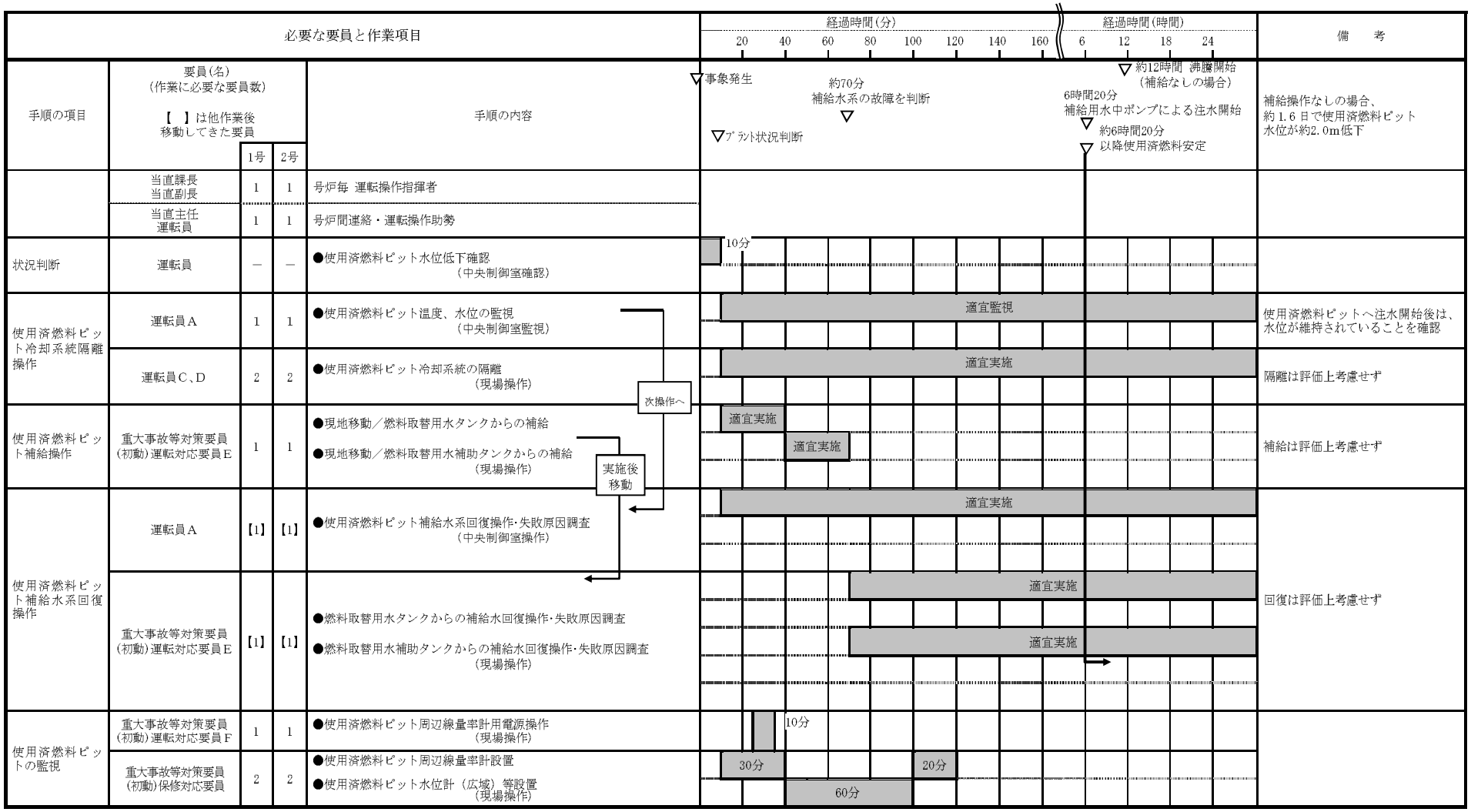
第1.15-49図　想定事故1(使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-50図　想定事故2の重大事故等対策の概略系統図



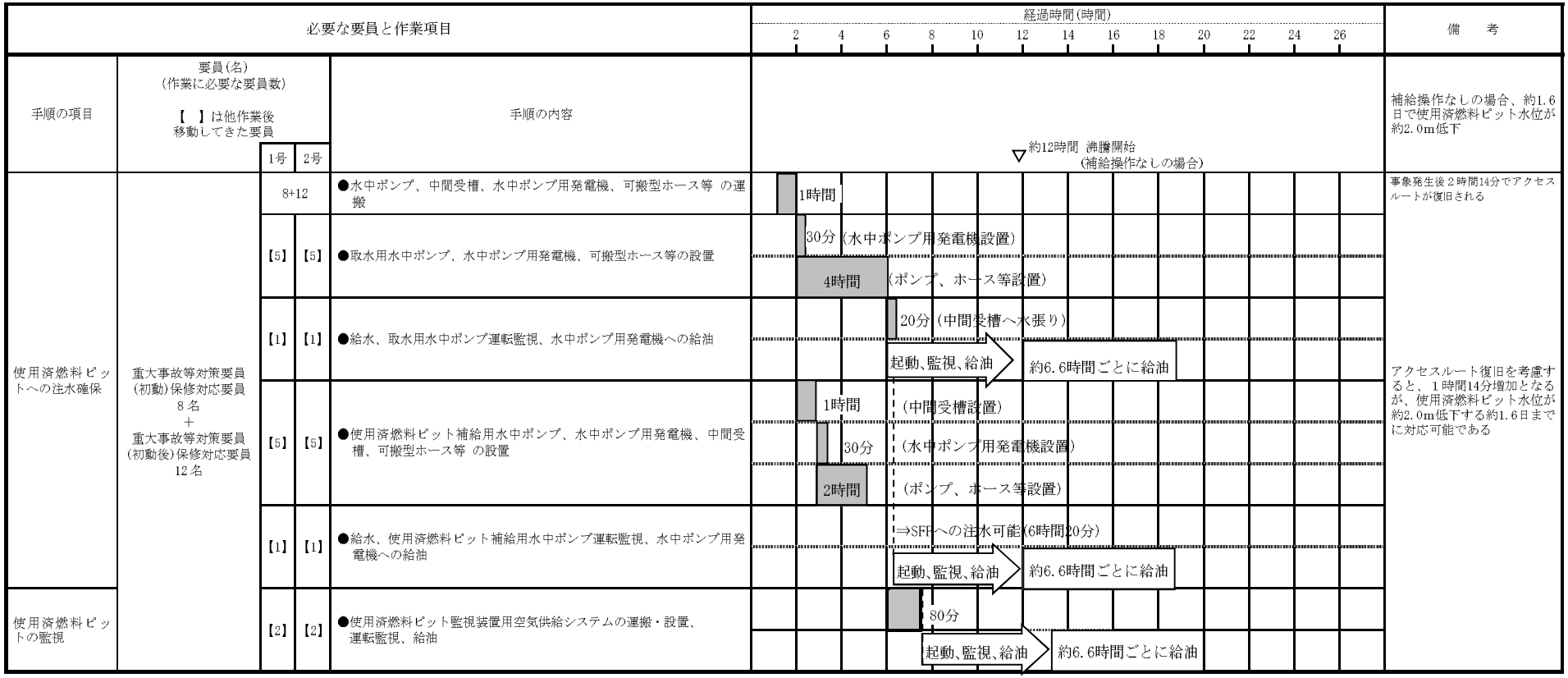
第1.15-51図　想定事故2「使用済燃料ピット冷却系配管の破断」の対応手順の概要
（想定事故2の事象進展）



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）

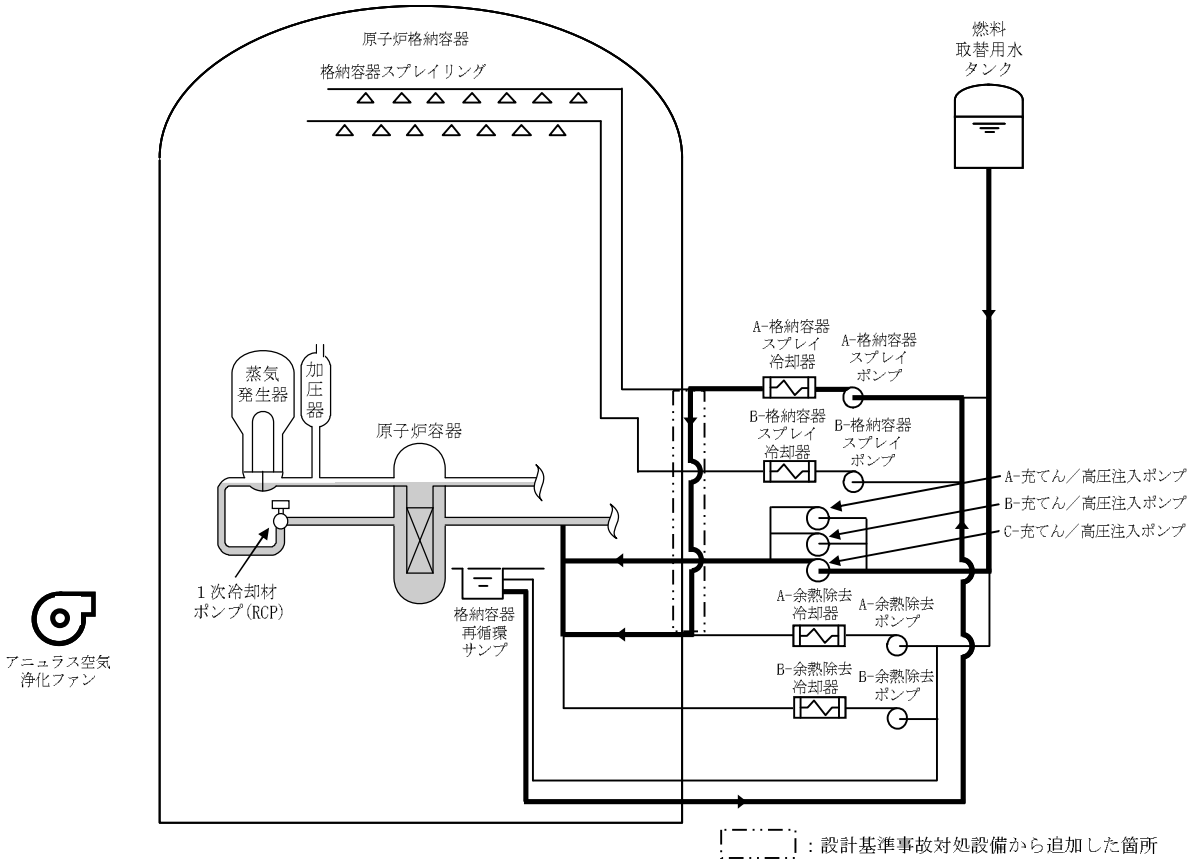
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-52図　想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)における作業と所要時間(1/2)

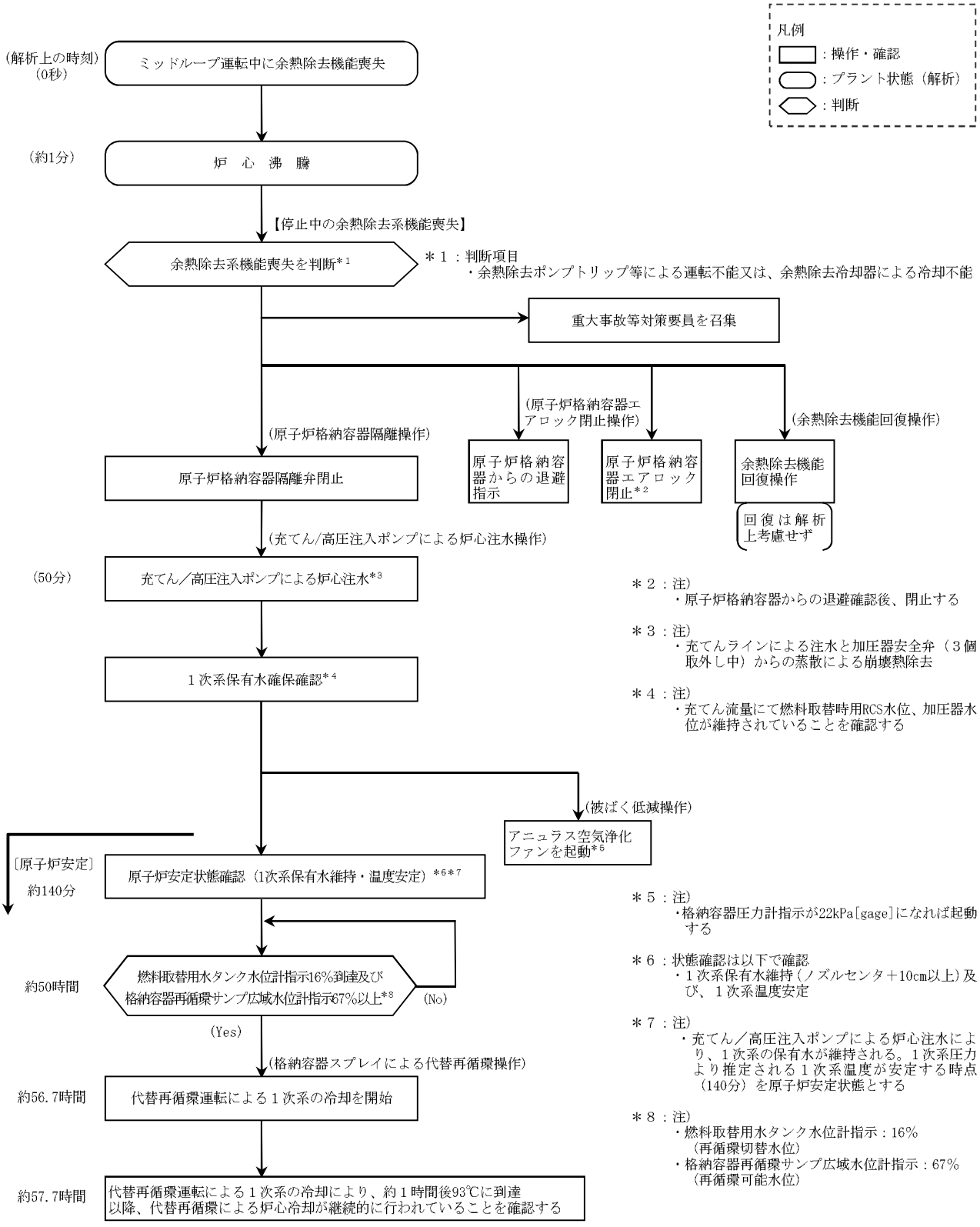


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載

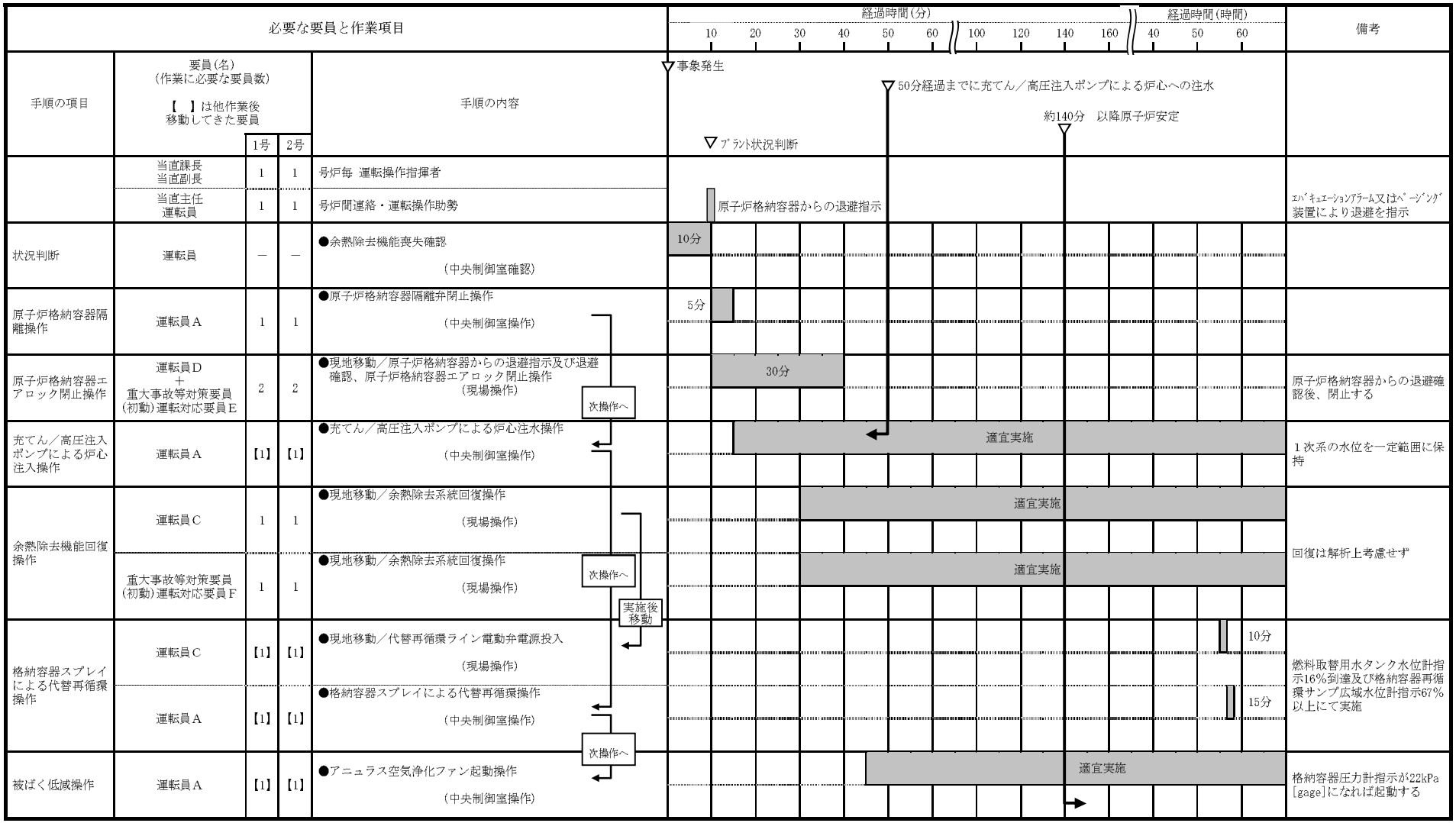
第1.15-52図　想定事故2(使用済燃料ピット冷却系配管の破断)における作業と所要時間(2/2)



第1.15-53図　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)時の重大事故等対策の概略系統図

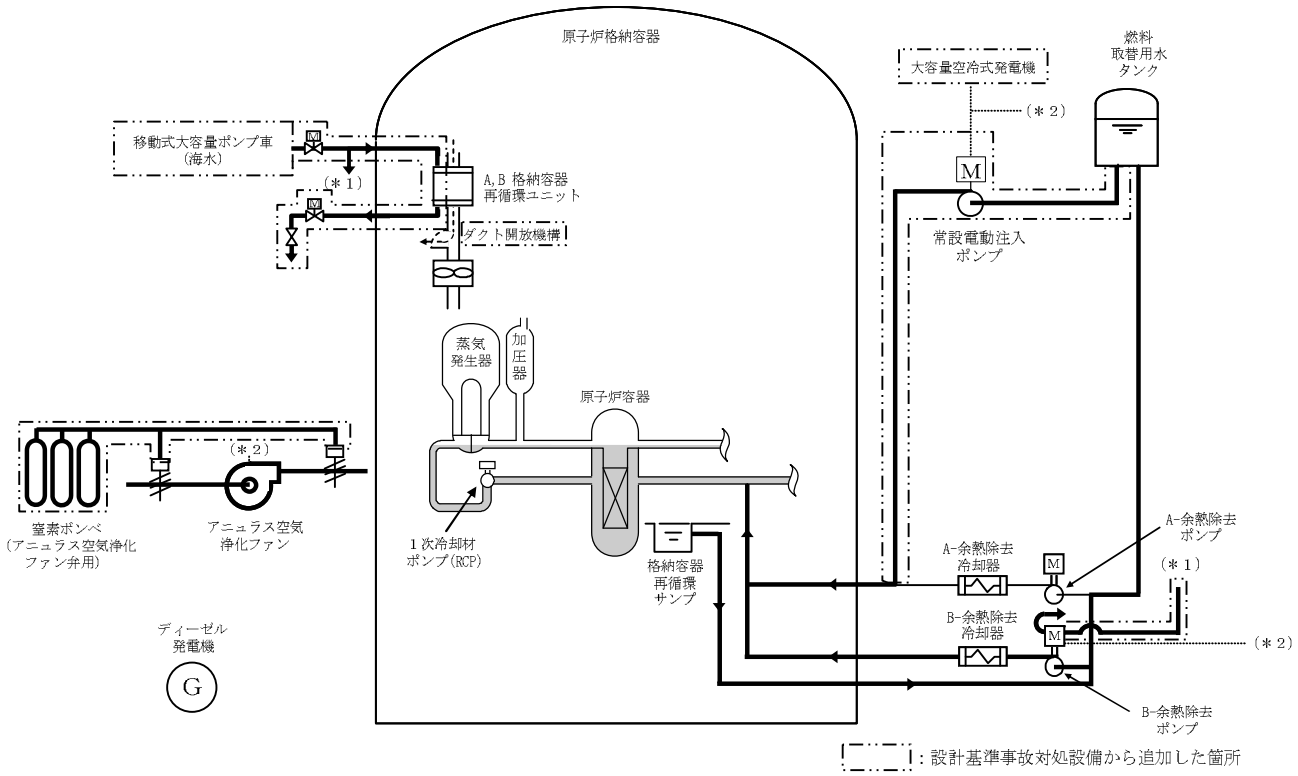


第1.15-54図　事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」の対応手順の概要
(重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」の事象進展)

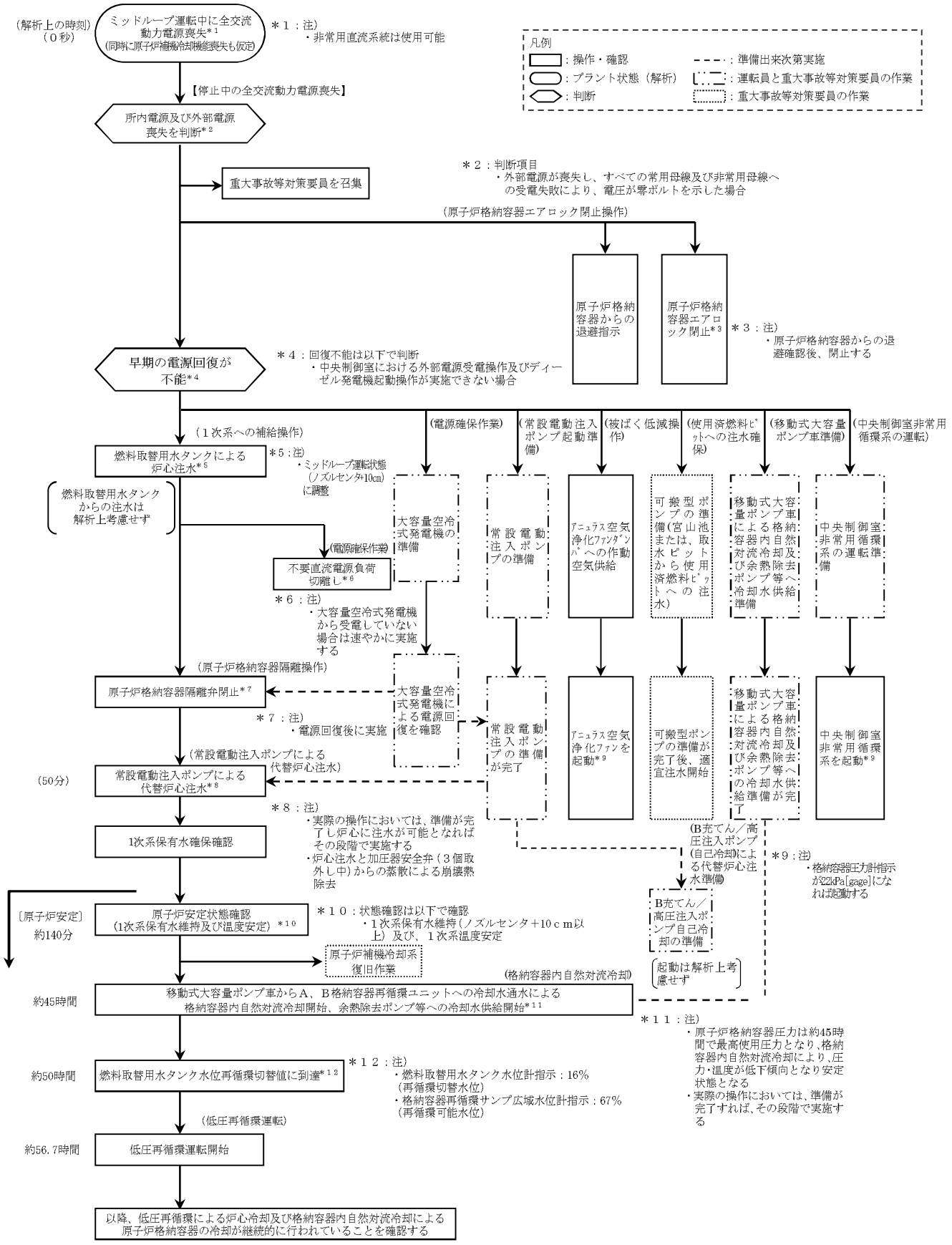


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は４名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

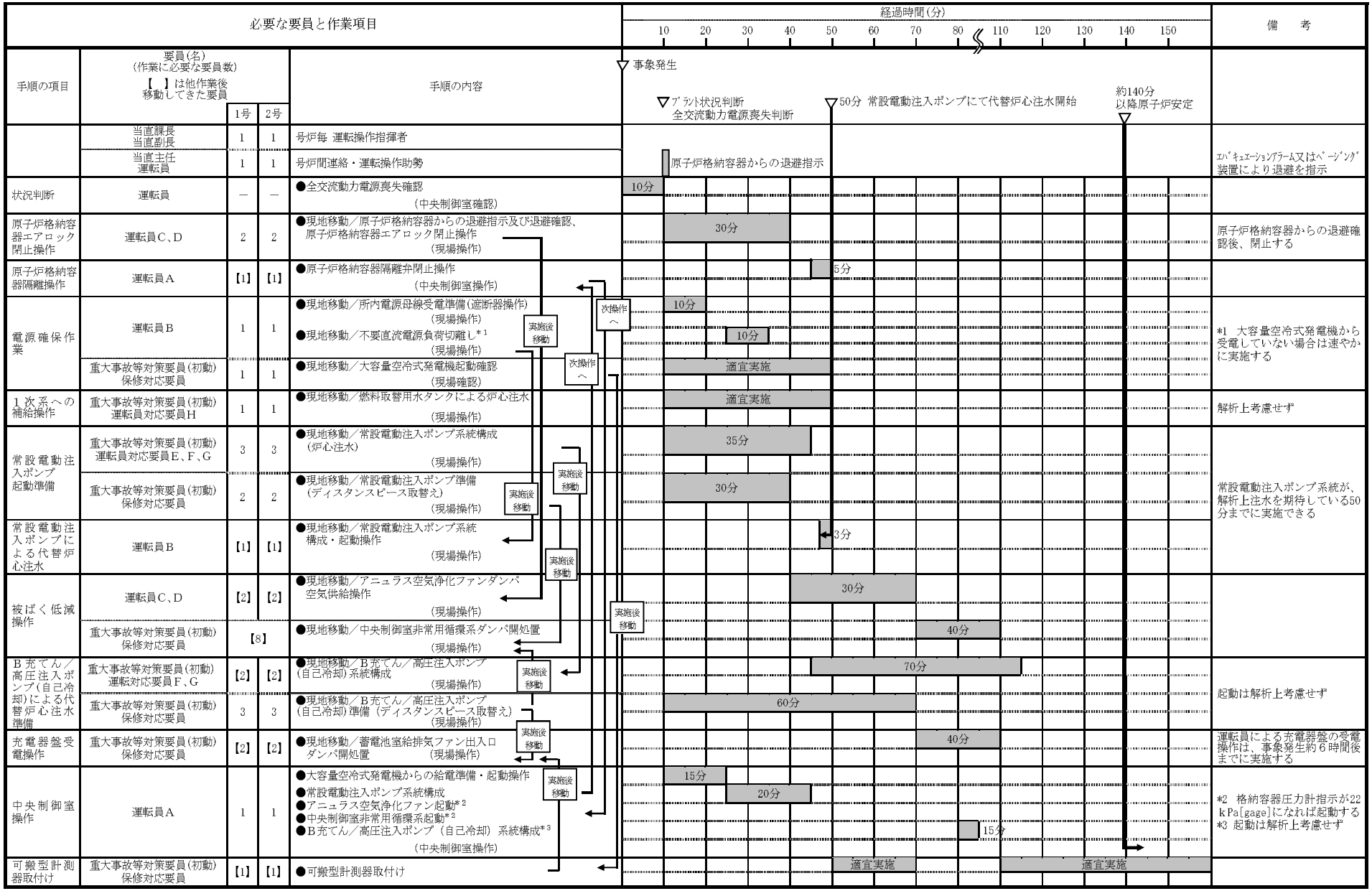
第1.15-55図　崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)時
(燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故)の作業と所要時間



第1.15-56図　全交流動力電源喪失時の重大事故等対策の概略系統図

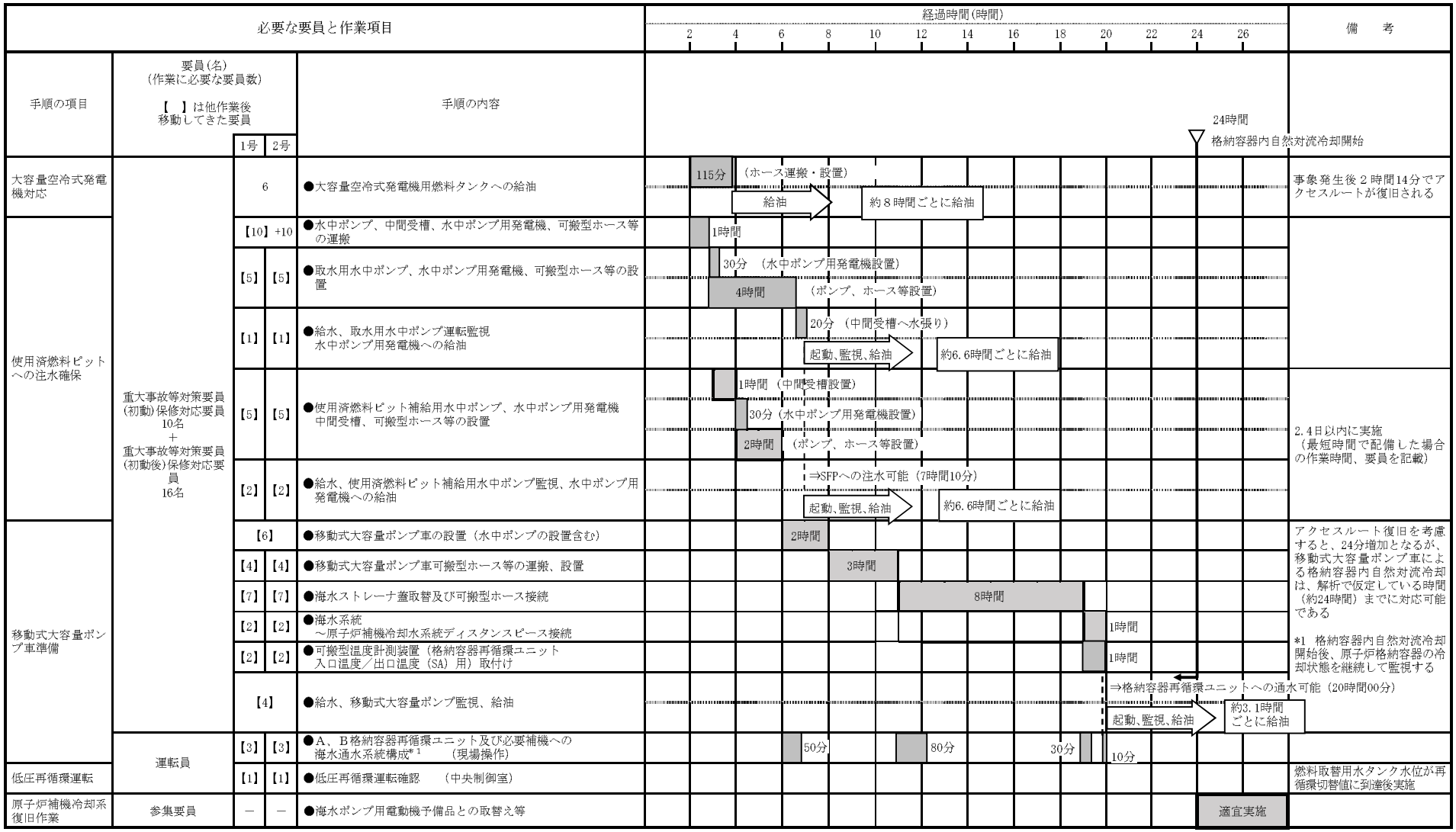


第1.15-57図　事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」の事象進展）



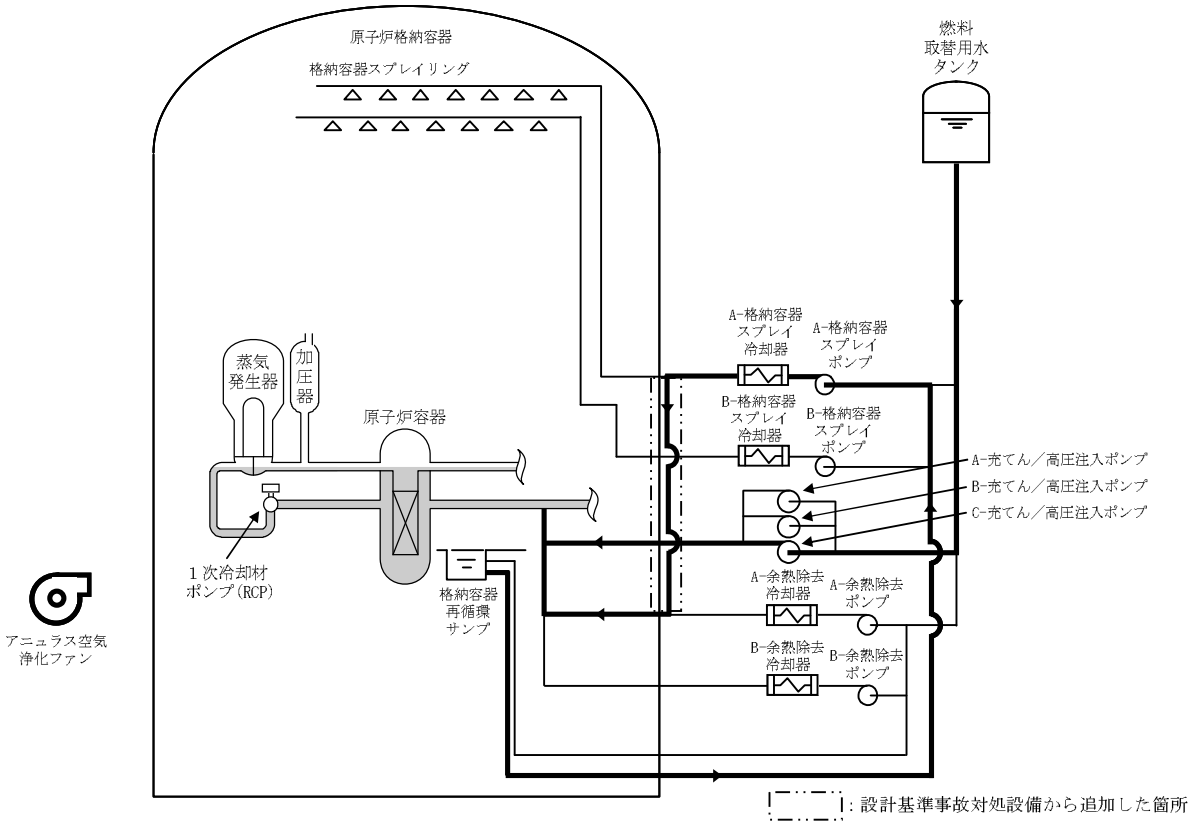
・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-58図　全交流動力電源喪失時(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)の作業と所要時間(1/2)

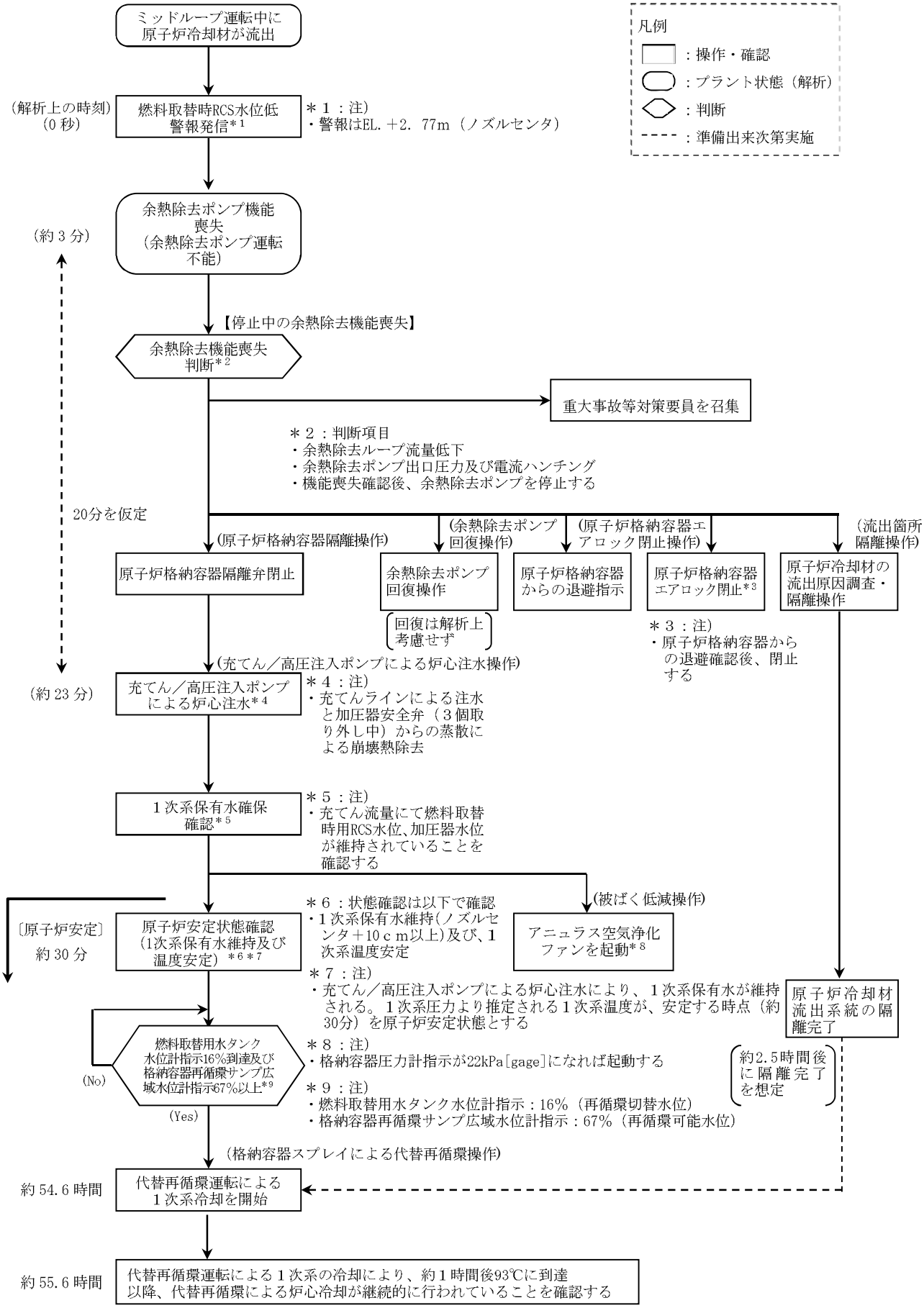


・給油間隔は発電機等定格負荷連続運転時の目安時間を記載
・移動式大容量ポンプ車準備：ホース接続口を2ヶ所（海水ストレーナ側、ラプチャーディスク側）設けているが、ラプチャーディスク側のホース接続作業については、布設距離は長くなるもののホース展張回収車により容易に布設可能であり、またラプチャーディスクのフランジ取替が、海水ストレーナ蓋取替に比べ短時間で可能であるため、海水ストレーナ側の作業時間に包括されることから、海水ストレーナ側の接続を記載
・上記対応の他、代替緊急時対策所の電源確保対応者：2名（重大事故等対策要員（初動後）保修対応要員のうち2名が対応）
・原子炉補機冷却系復旧作業：他の作業が完了する24時間後からの対応としているが、要員に余裕があれば準備出来次第実施する

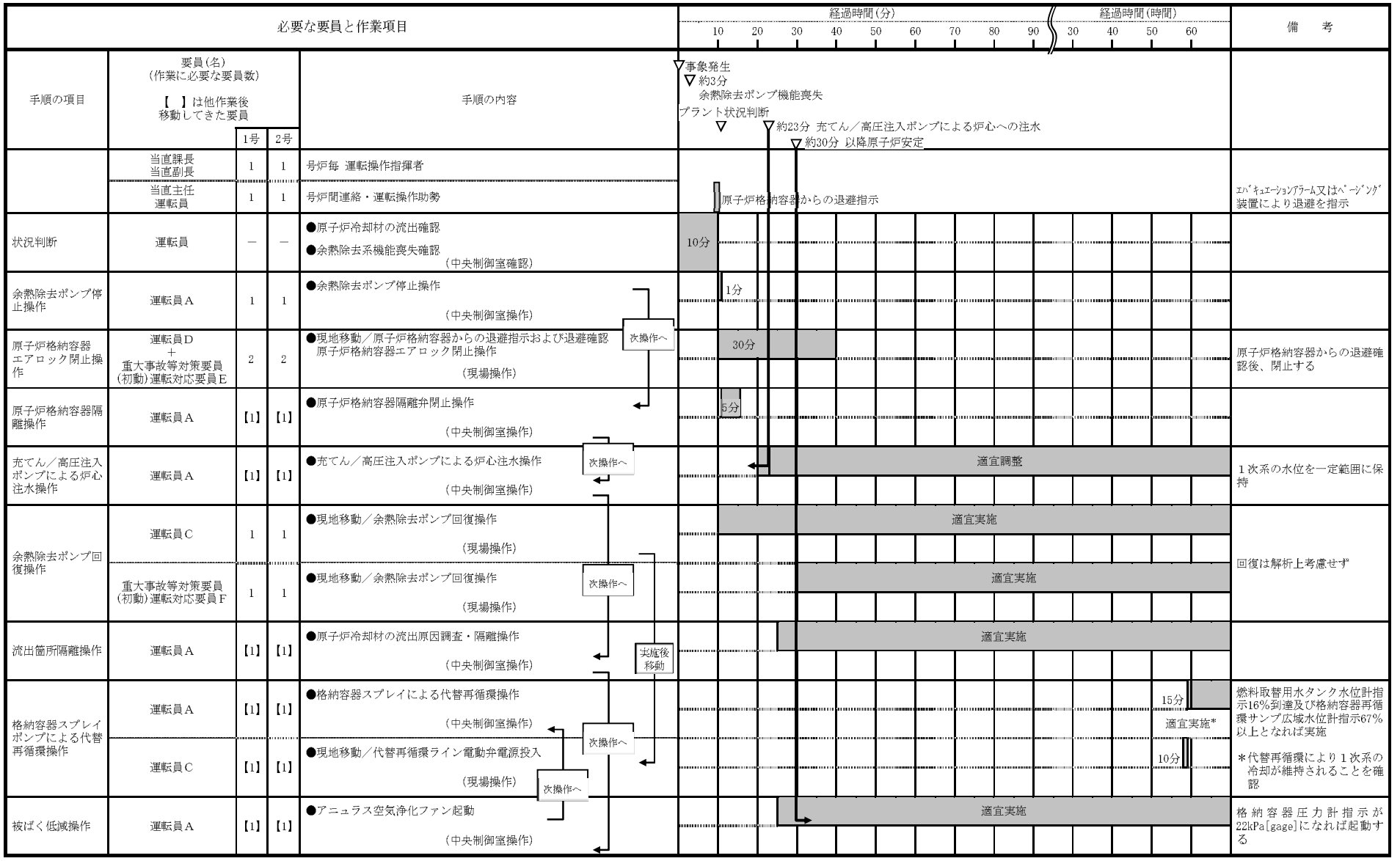
第1.15-58図　全交流動力電源喪失時(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)の作業と所要時間(2/2)



第1.15-59図　原子炉冷却材の流出時の重大事故等対策の概略系統図

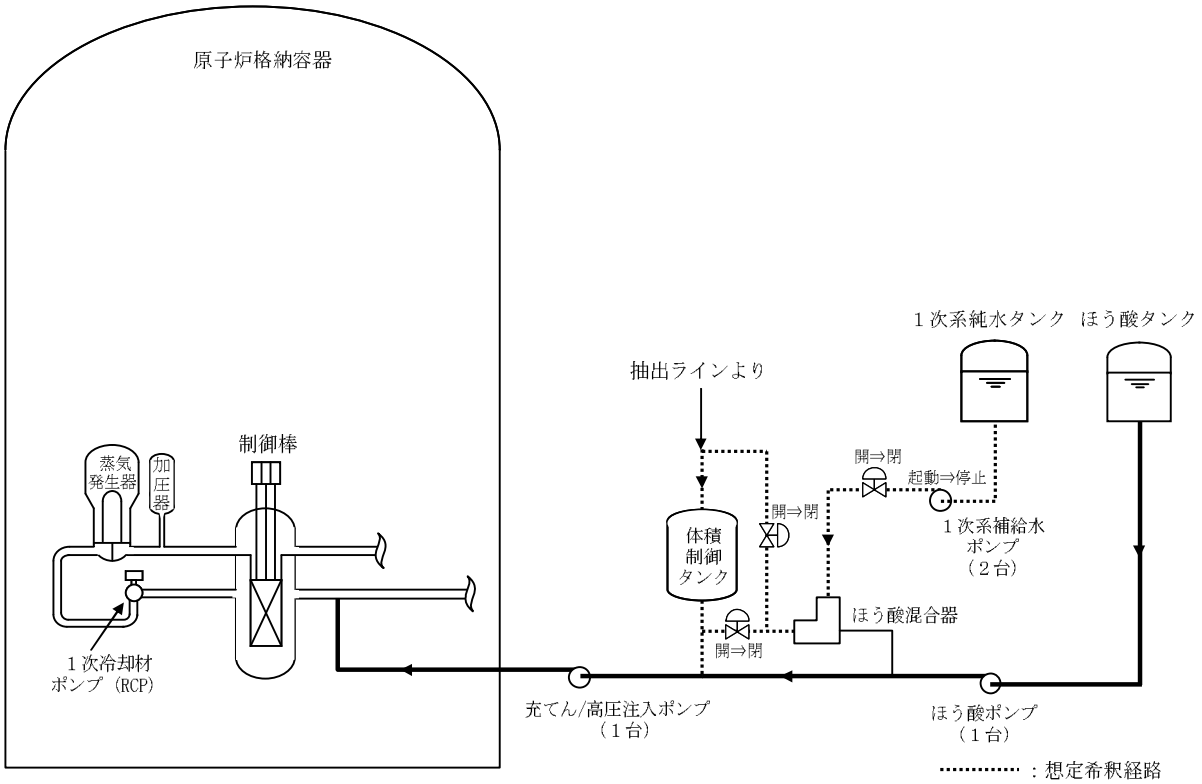


第1.15-60図　事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）

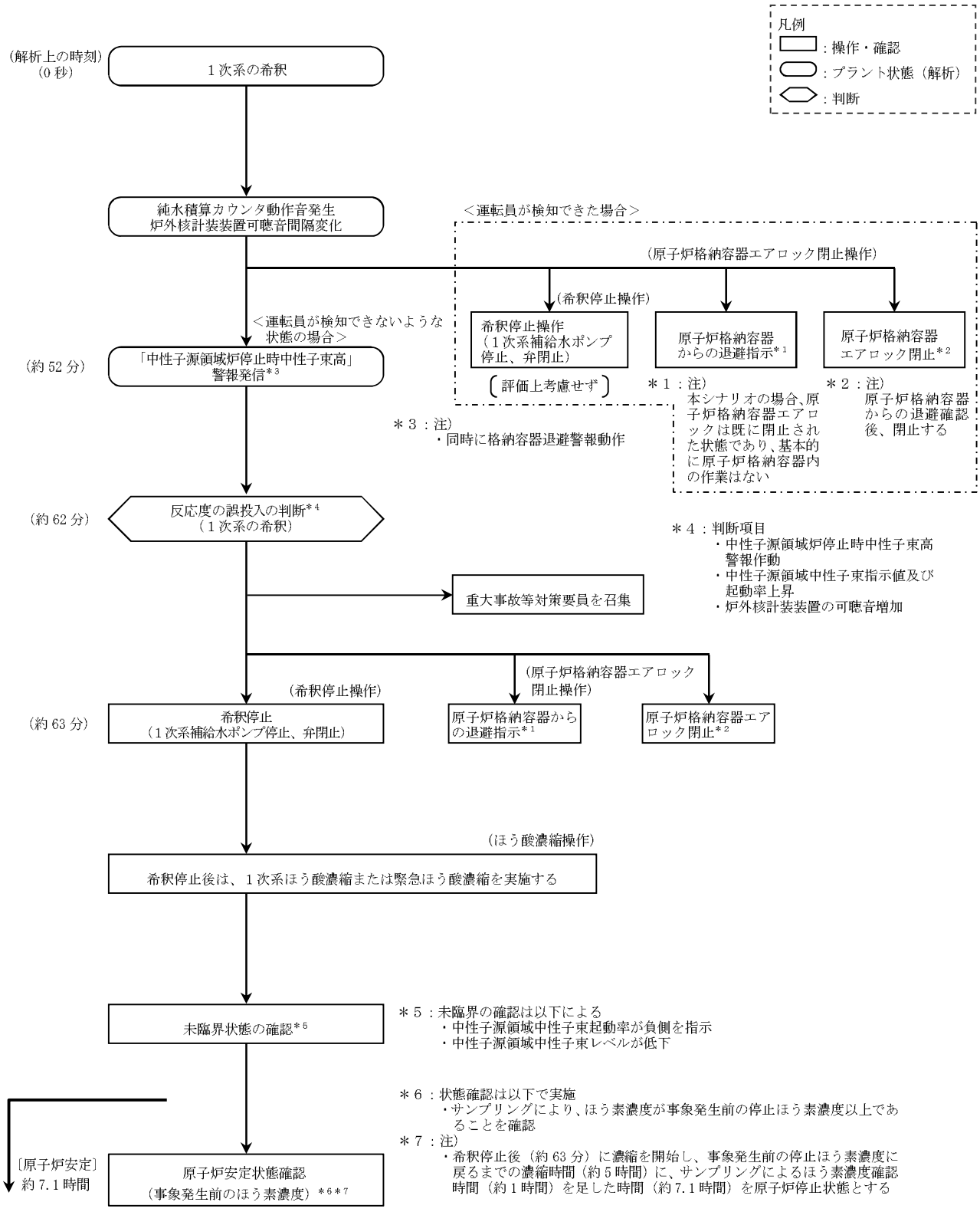


・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

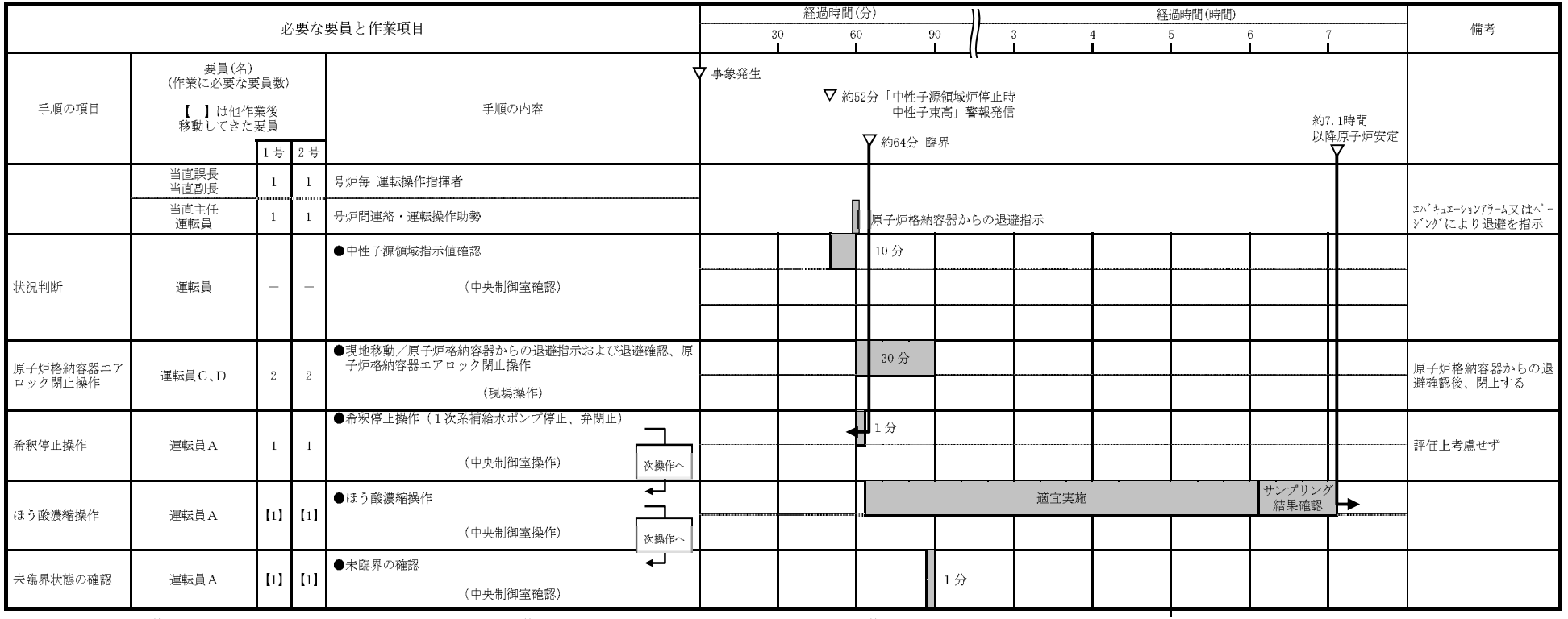
第1.15-61図　原子炉冷却材の流出時(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)の作業と所要時間



第1.15-62図　反応度の誤投入時の重大事故等対策の概略系統図



第1.15-63図　事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の対応手順の概要
（重要事故シーケンス「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」の事象進展）



・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間又は作業時間を確認した上で算出している（一部、未配備の機器については想定時間により算出）
・緊急時対策本部要員は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う

第1.15-64図　反応度の誤投入時(原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故)の作業と所要時間

（1）外部事象の収集
大規模損壊を発生させる可能性のある外部事象を抽出するに当たり、まずは、プラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象を網羅的に収集するため、国内外の基準等で示されている外部事象を参考に78事象を収集

⇩

（2）海外文献等を参考とした外部事象の選定基準の検討
海外文献や国内で検討されている評価手法を参考に以下の選定基準を検討
- 基準Ａ：プラントに影響を与えるほど接近した場所に発生しない事象
- 基準Ｂ：事象の進展・襲来が遅く、事前にそのリスクを予知・検知し、排除できる事象
- 基準Ｃ：プラント設計上、考慮された事象と比較して、設備等への影響度が同等若しくはそれ以下、又は、プラントの安全性が損なわれることがない事象
- 基準Ｄ：影響が他の事象に包含される事象
- 基準Ｅ：発生頻度が他の事象と比較して非常に低い事象
- 基準Ｆ：自然現象に該当しない事象※

⇩

（3）プラントの安全性に影響を与える可能性のある自然災害の選定
（2）の選定基準に基づくスクリーニングにより、以下の11事象をプラントの安全性に影響を与える可能性のある外部事象として選定

①地震	⑦凍結
②津波	⑧森林火災
③豪雪（降雪）	⑨生物学的事象
④暴風（台風）	⑩落雷
⑤竜巻	⑪隕石
⑥火山（火山活動・降灰）	

⇩

（4）自然災害11事象の規模の想定
（3）の自然災害11事象について、プラントの安全性に影響を与えるような規模として、設計基準等を超える規模を想定する。

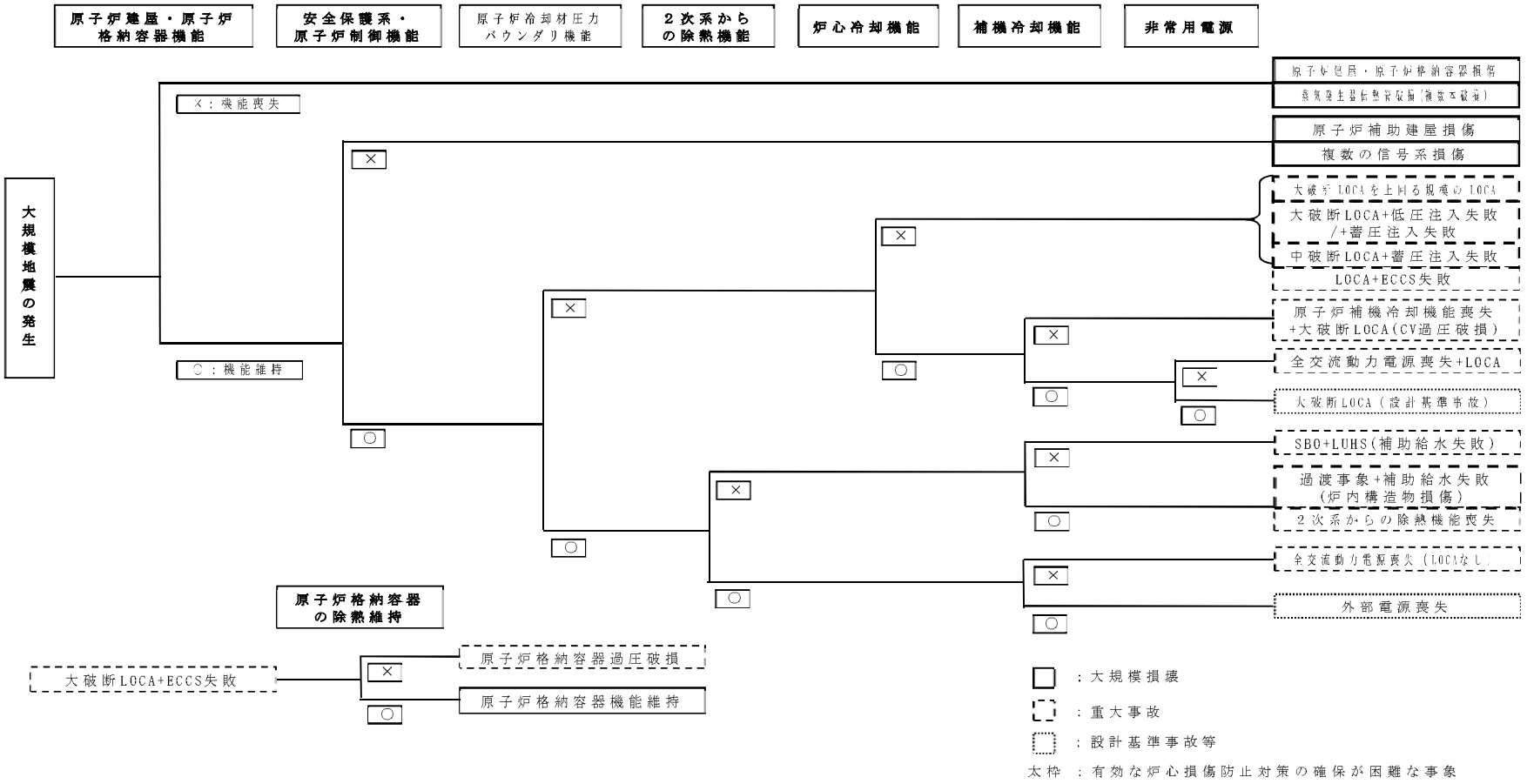
⇩

（5）大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討
（4）の想定規模を踏まえて、自然災害11事象が与えるプラントへの影響等について個別に整理し、大規模損壊へ至る可能性のある自然災害を検討する。

※ 23事象が該当するが、これらは「故意による大型航空機の衝突」に包含される又は適切な管理により防護できるものと考えられる。

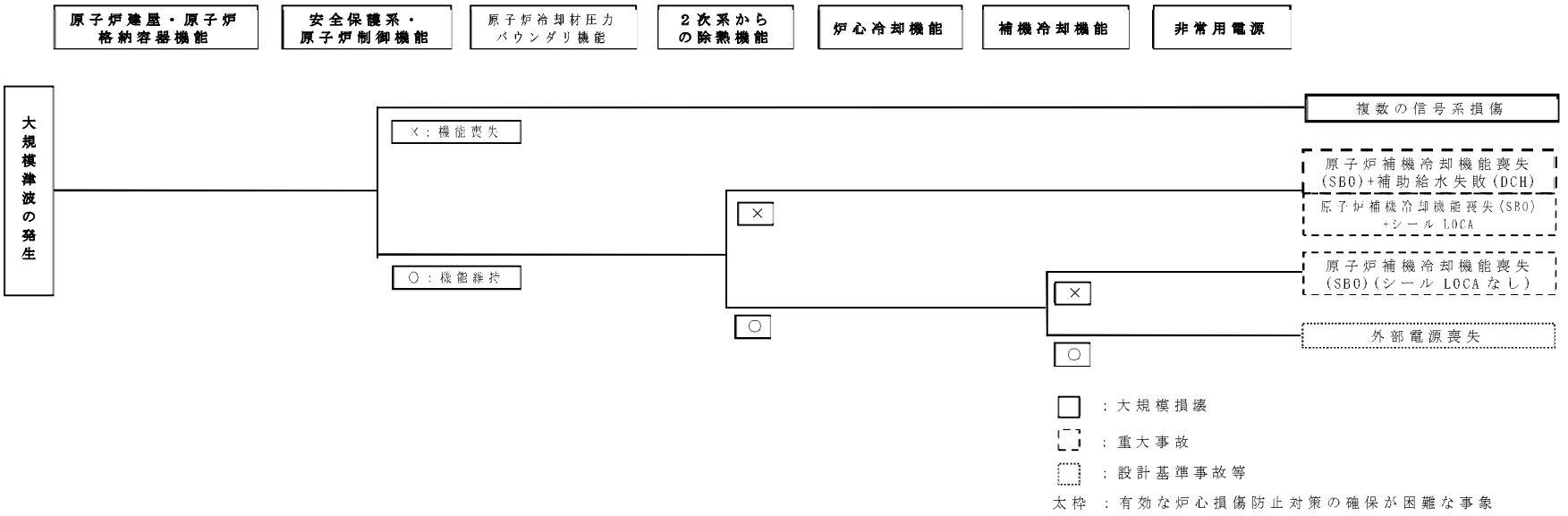
第1.15-65図　大規模損壊を発生させる可能性のある自然災害の検討プロセスの概要

地　震



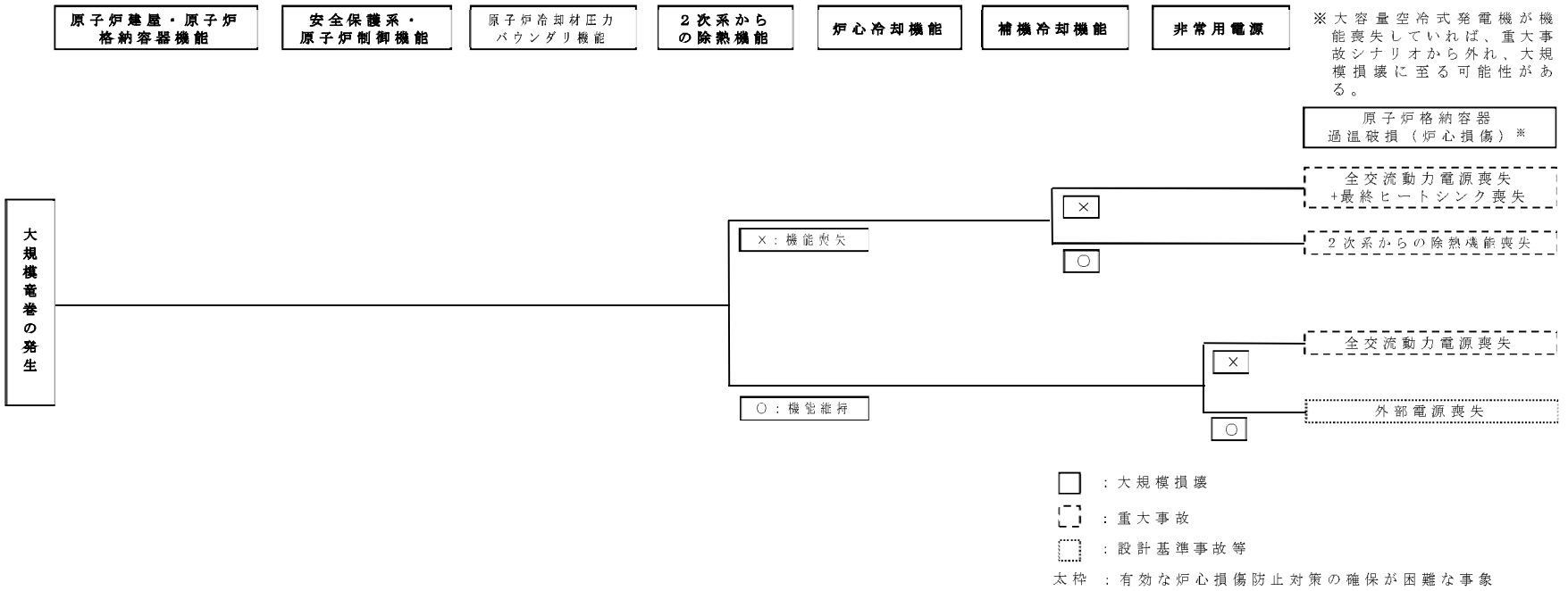
第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(1/7)

津　波



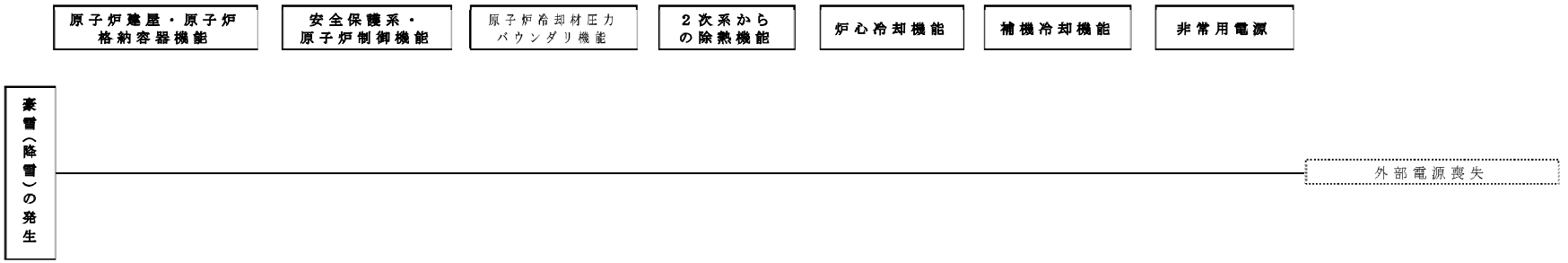
第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(2/7)

竜　巻

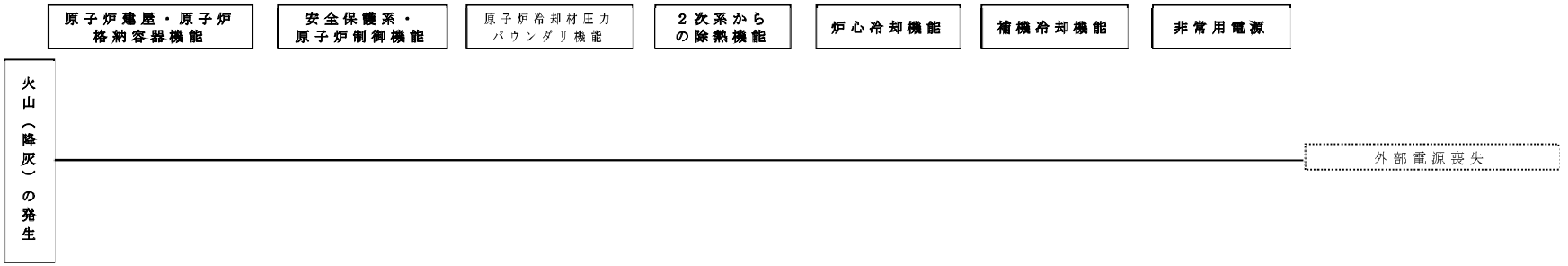


第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(3/7)

豪雪(降雪)

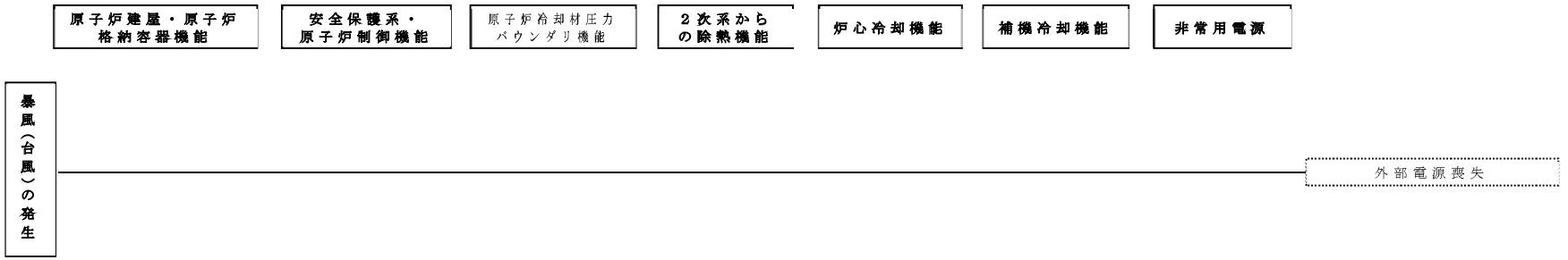


火山（降灰）

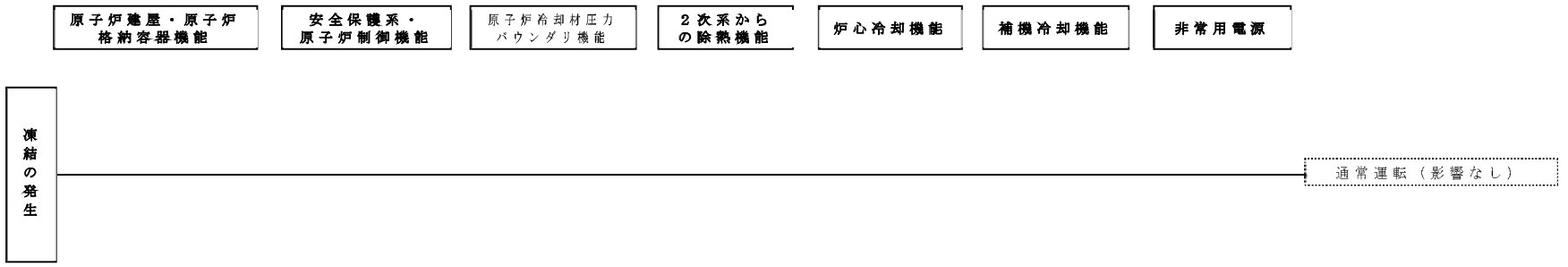


第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(4/7)

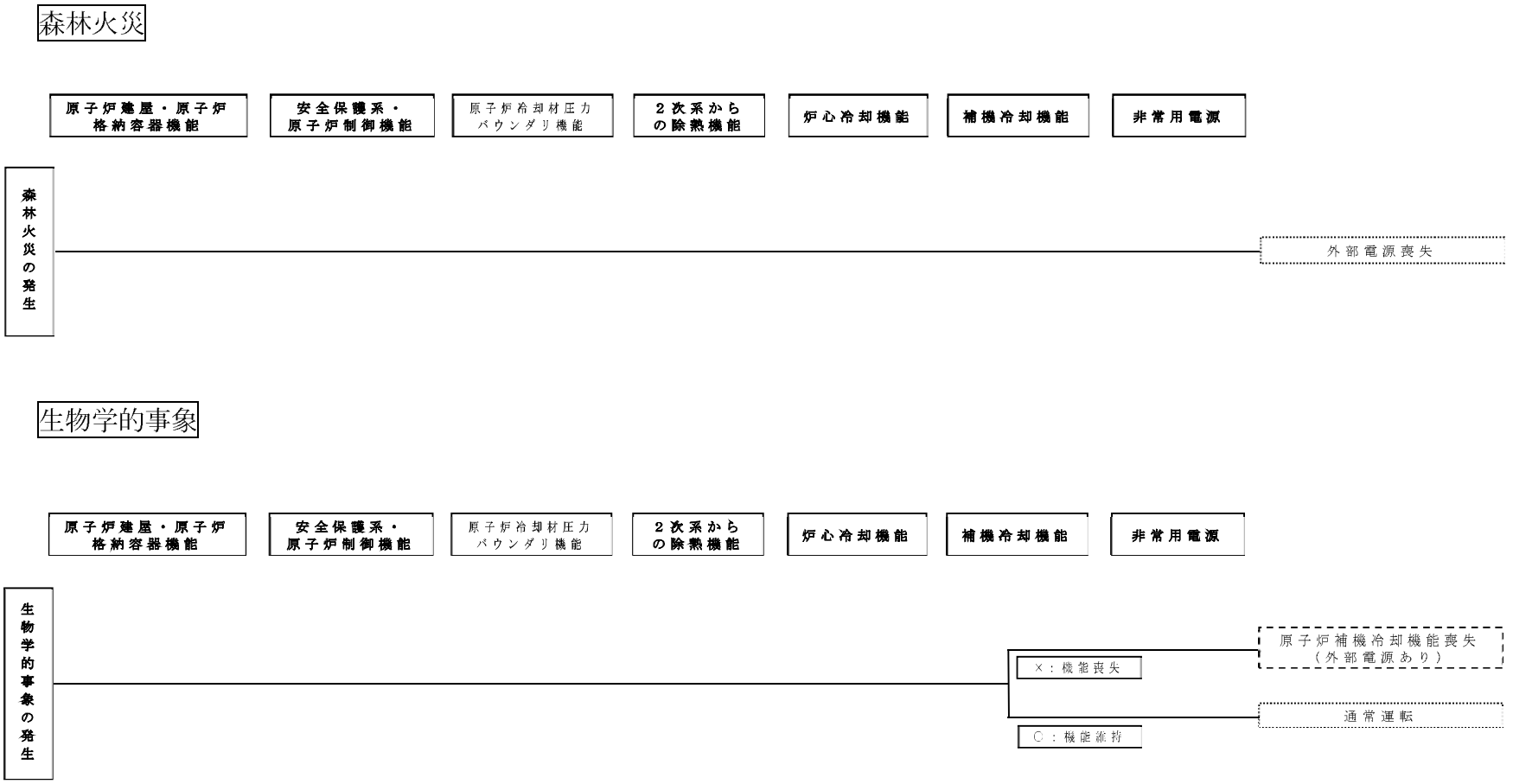
暴風(台風)



凍　結

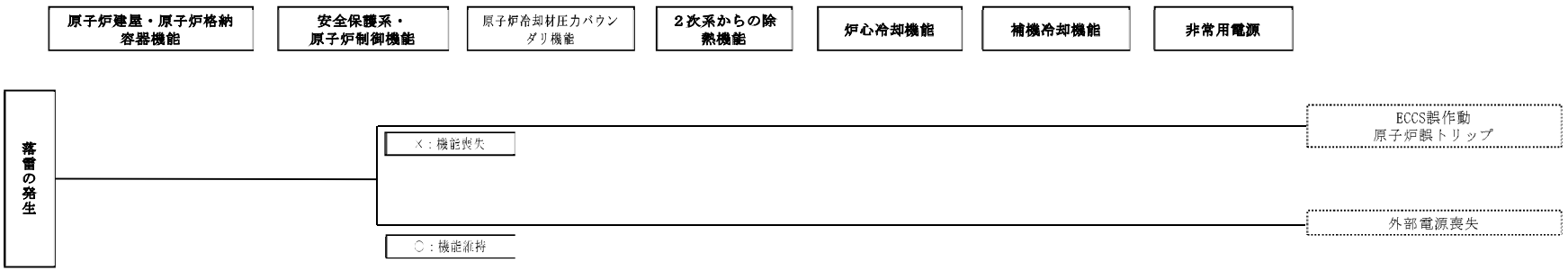


第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(5/7)

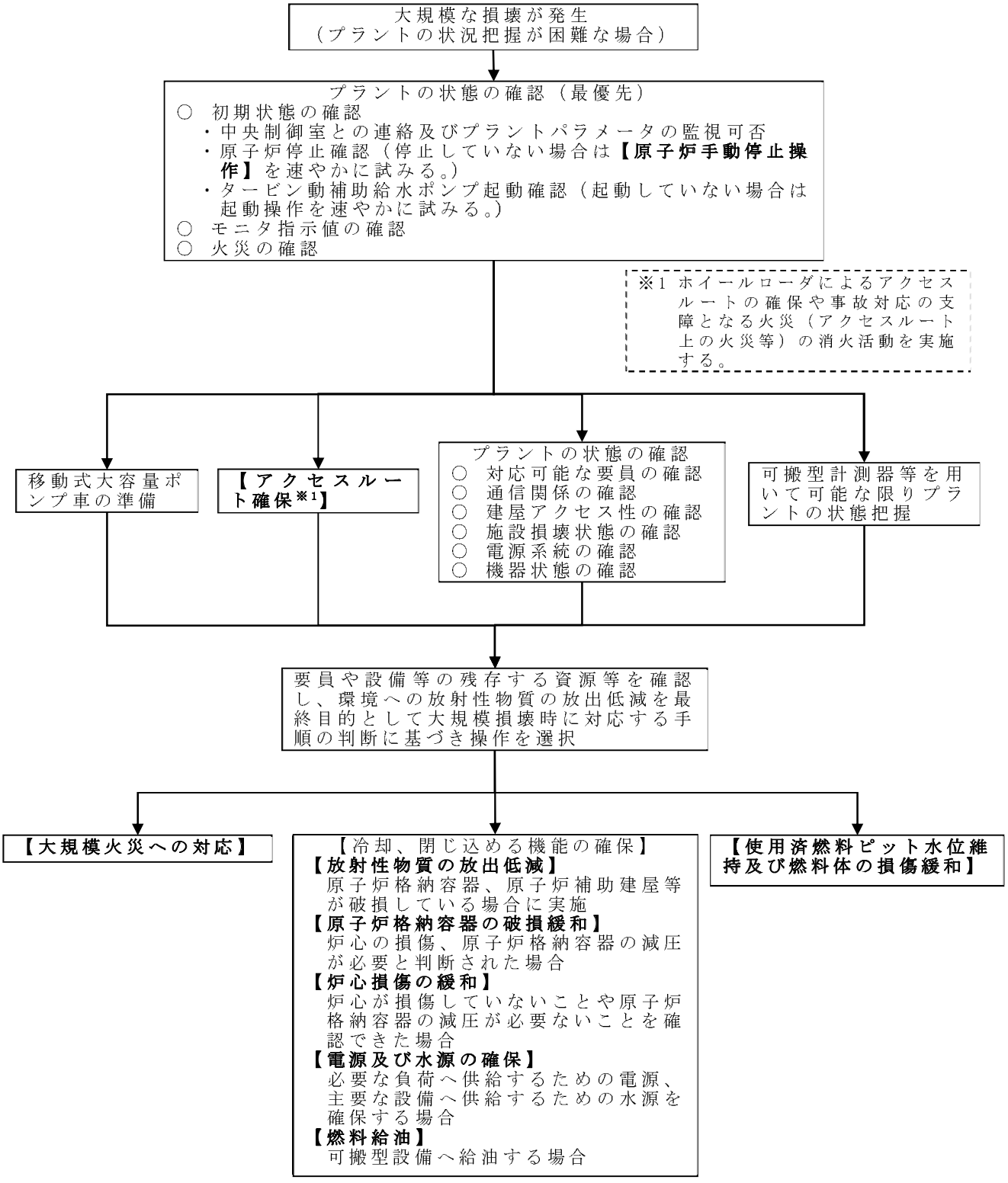


第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況(6/7)

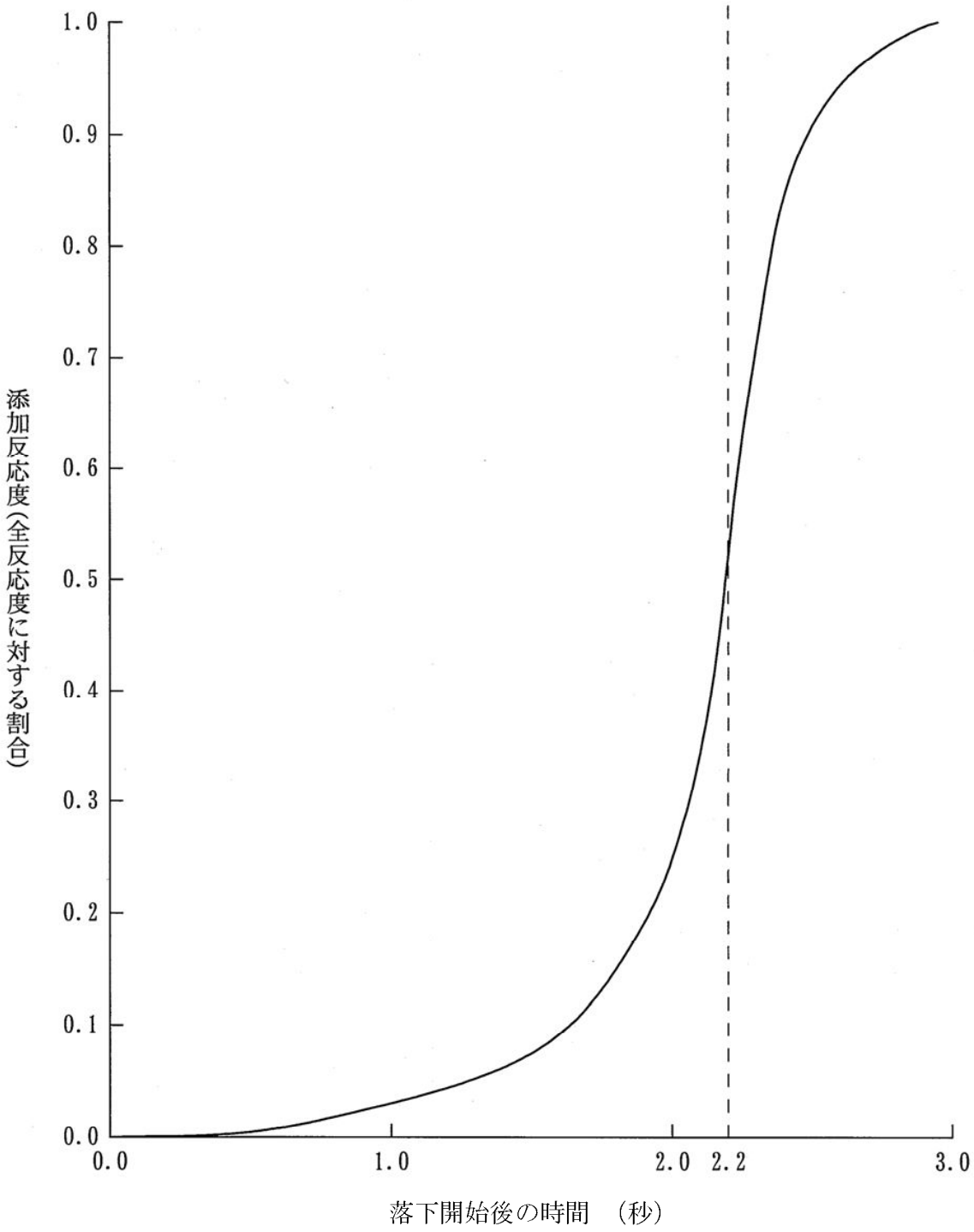
落　雷



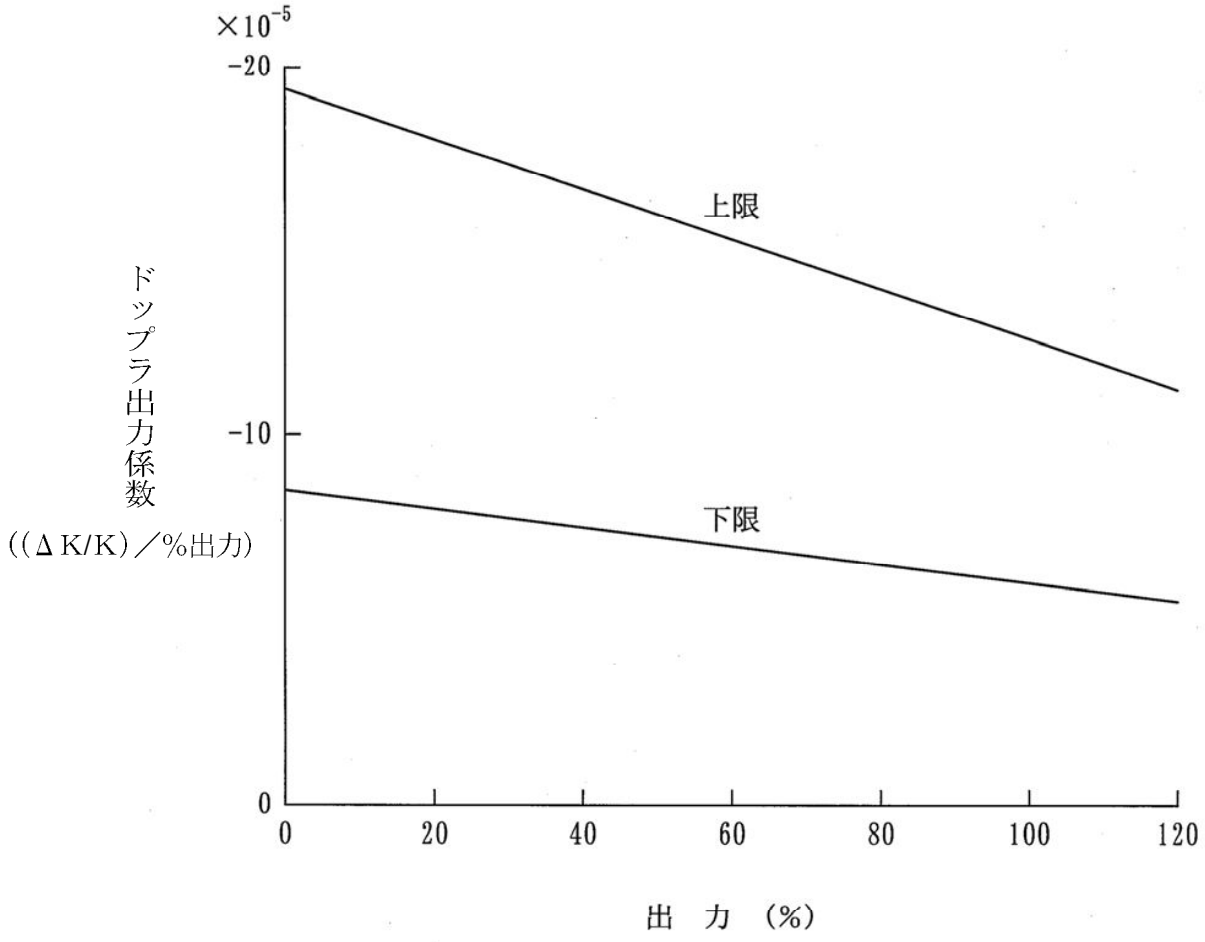
第1.15-66図　大規模な自然災害により生じ得るプラントの状況（7/7）



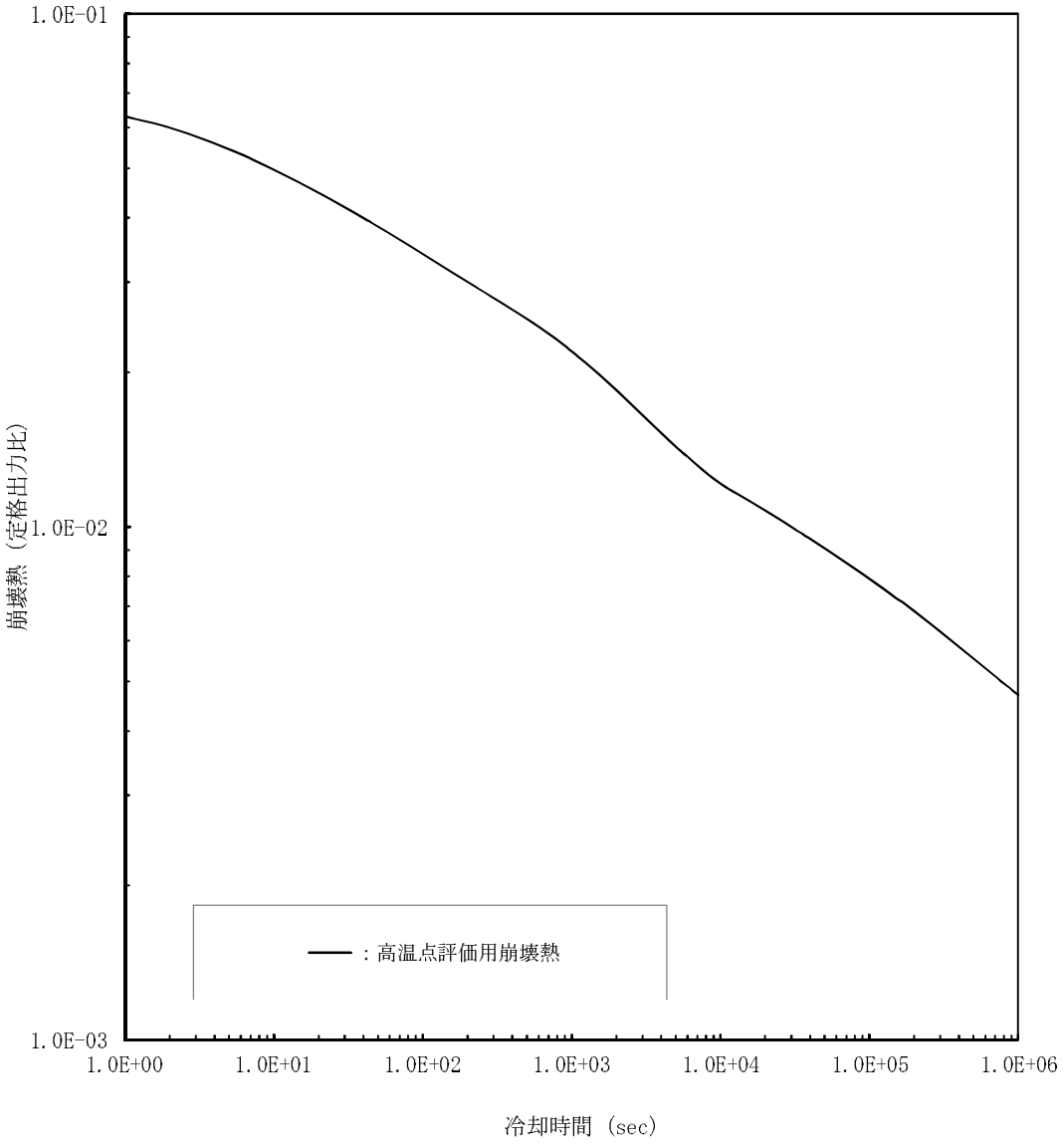
第1.15-67図 大規模損壊発生時の対応全体フロー
（状況把握が困難な場合）



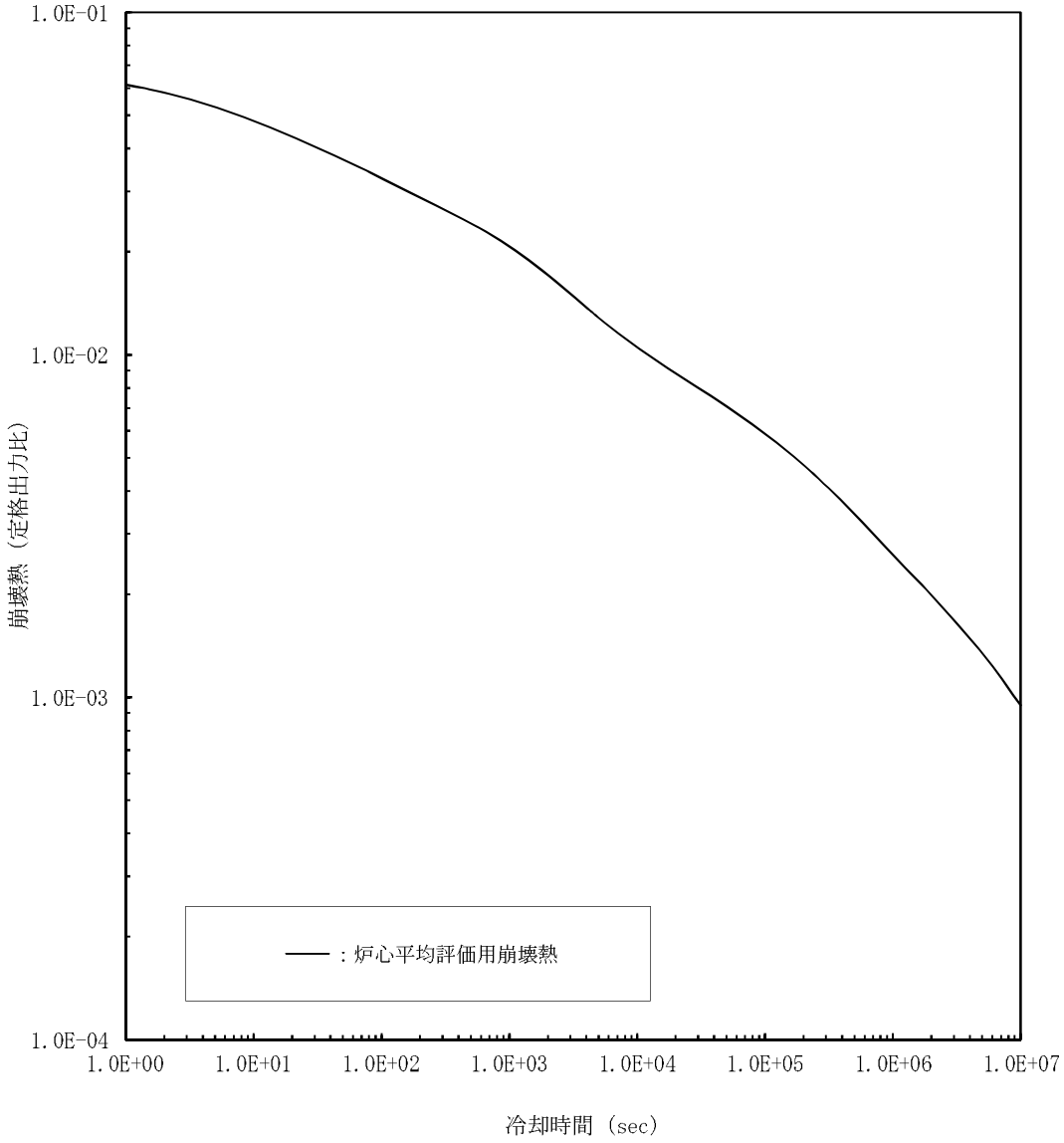
第1.15-68図　トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度添加曲線



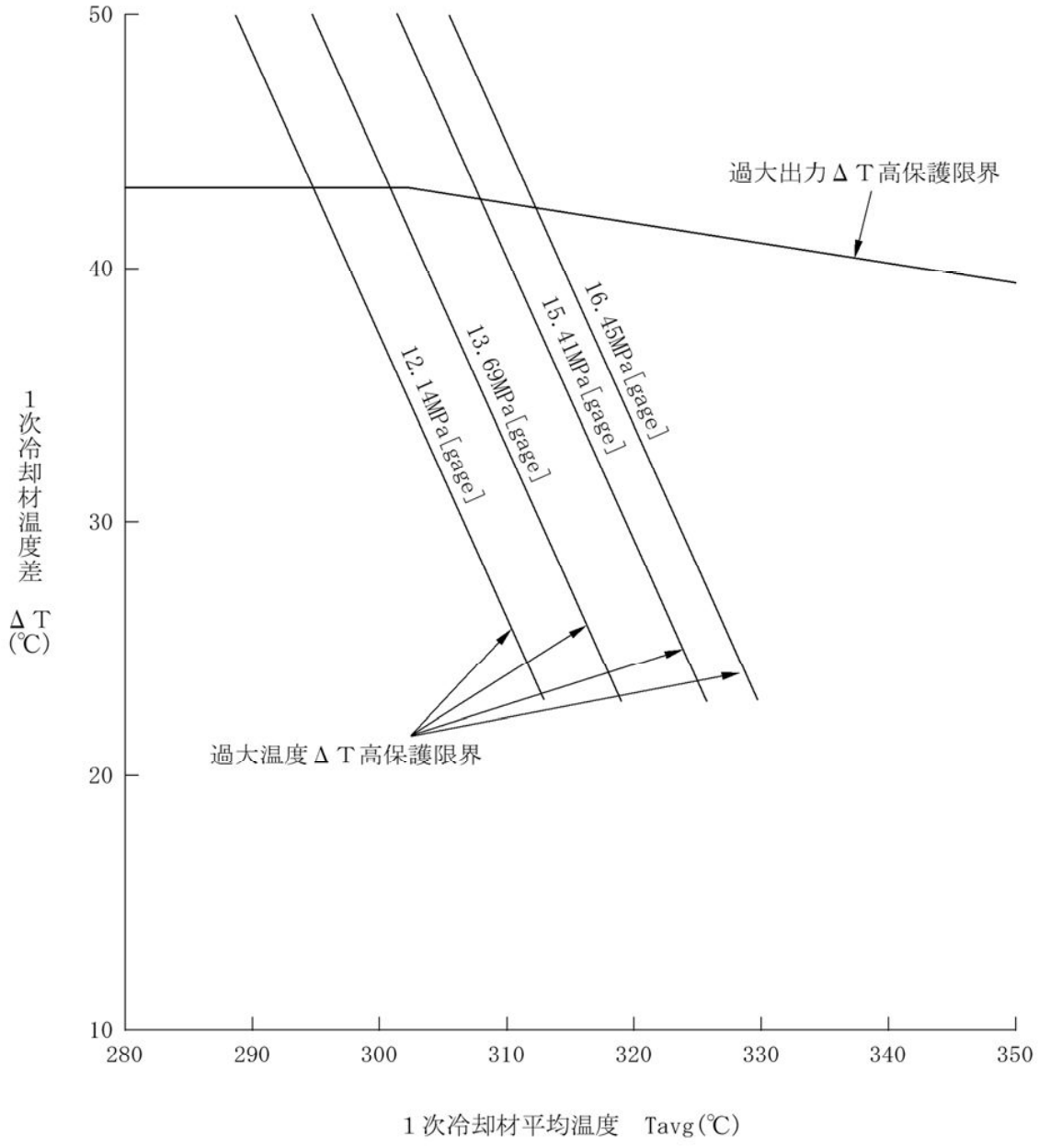
第1.15-69図　解析に使用したドップラ出力係数



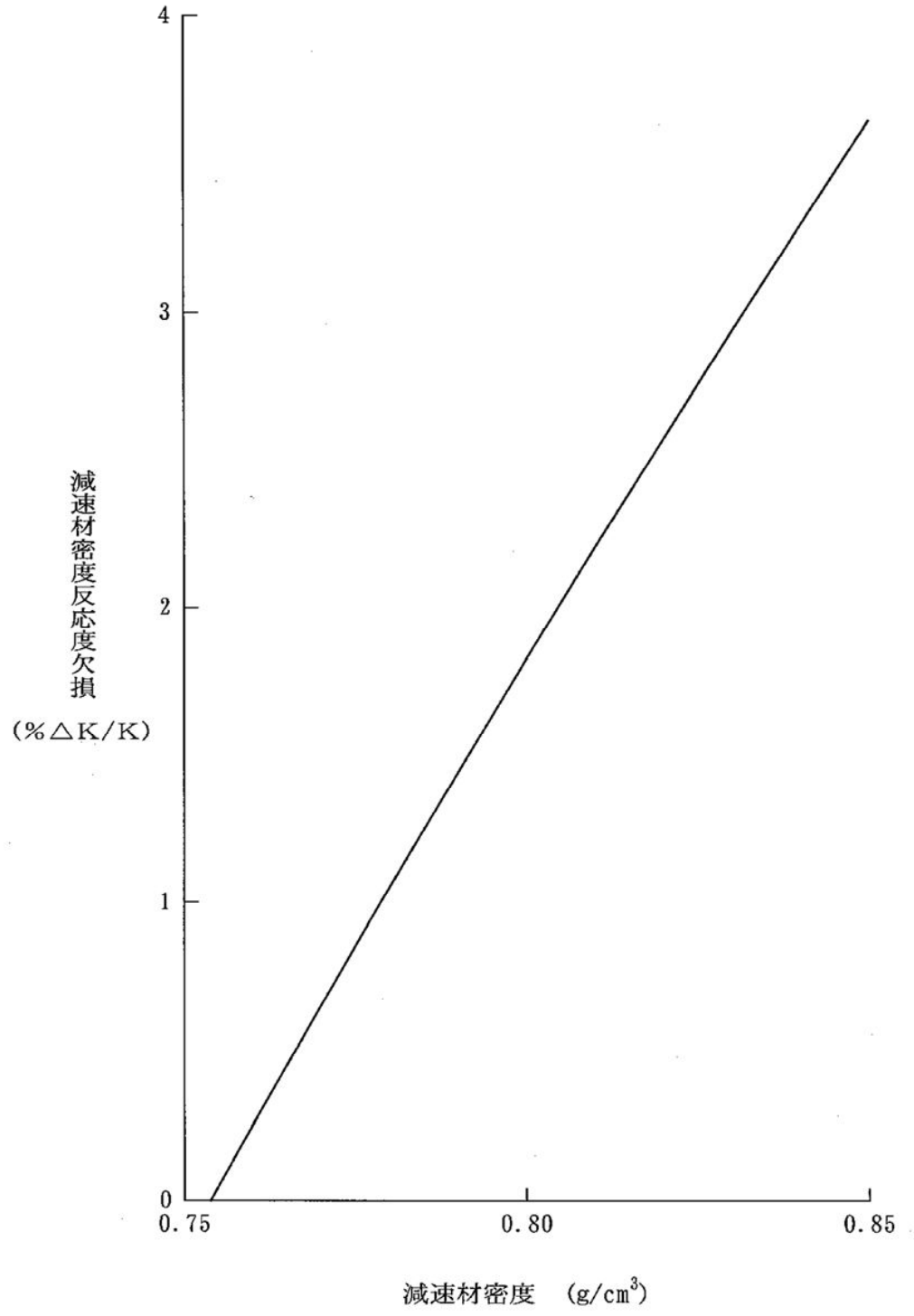
第 1.15-70 図　高温点評価用崩壊熱



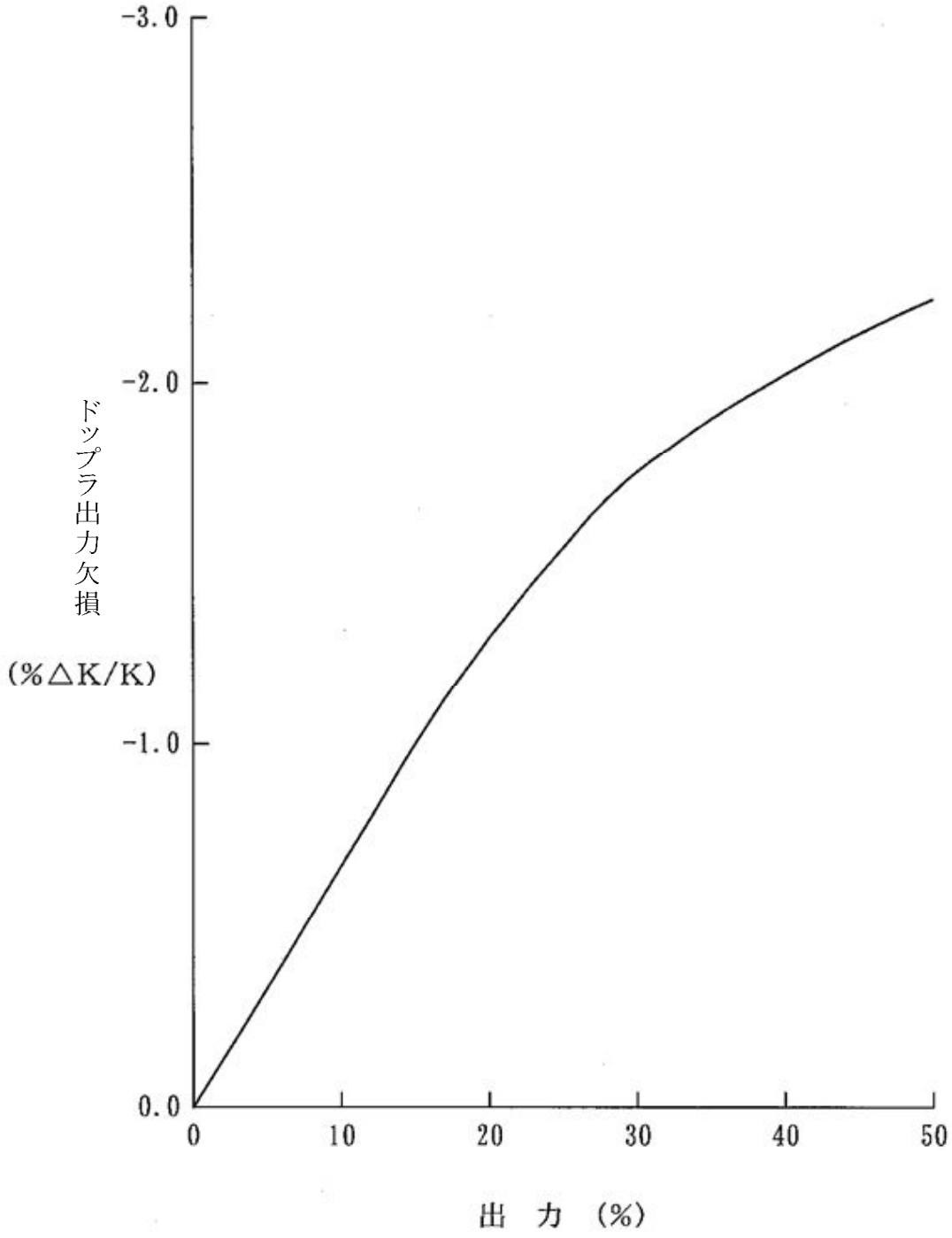
第 1.15-71 図　炉心平均評価用崩壊熱



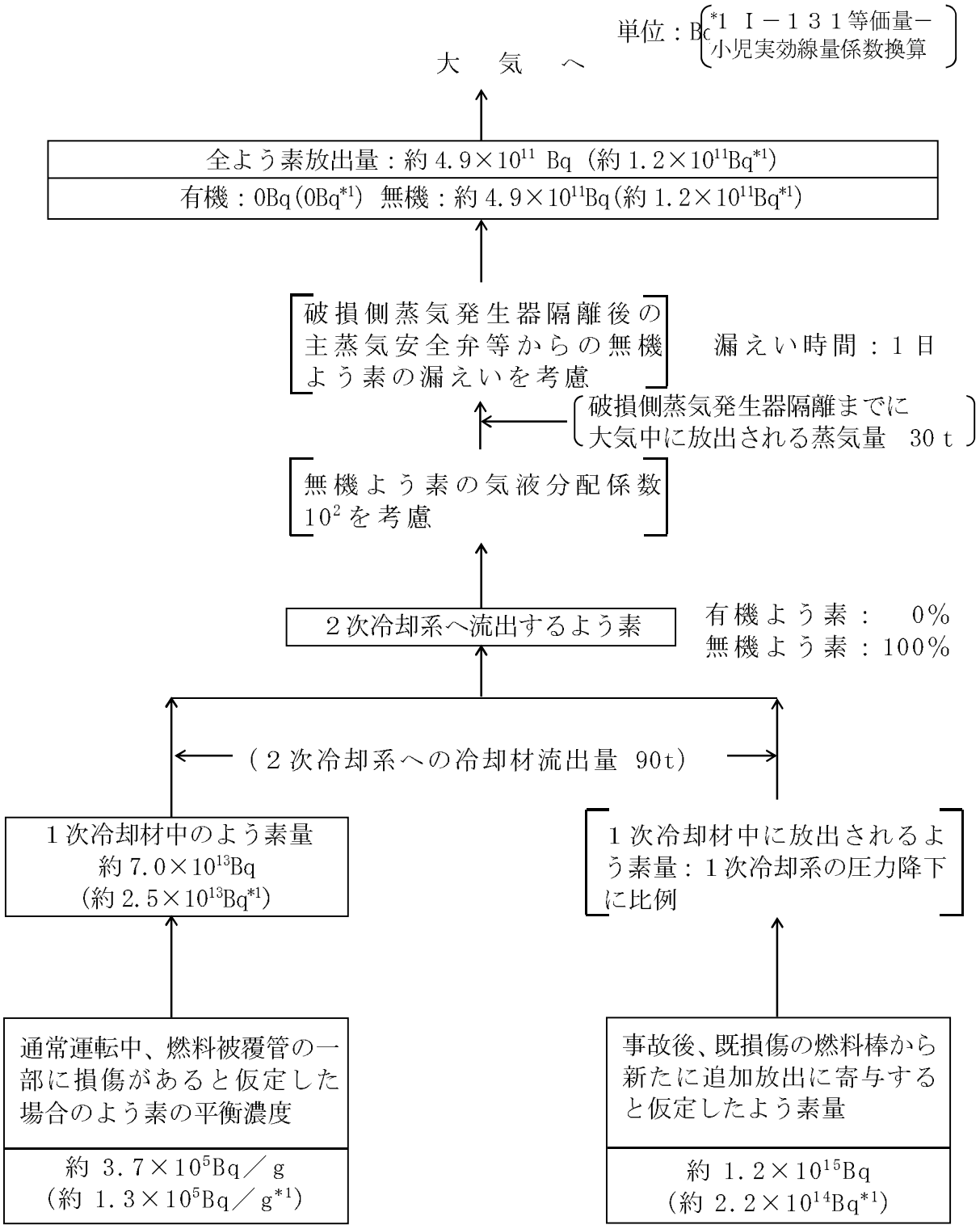
第1.15-72図　過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図(代表例)



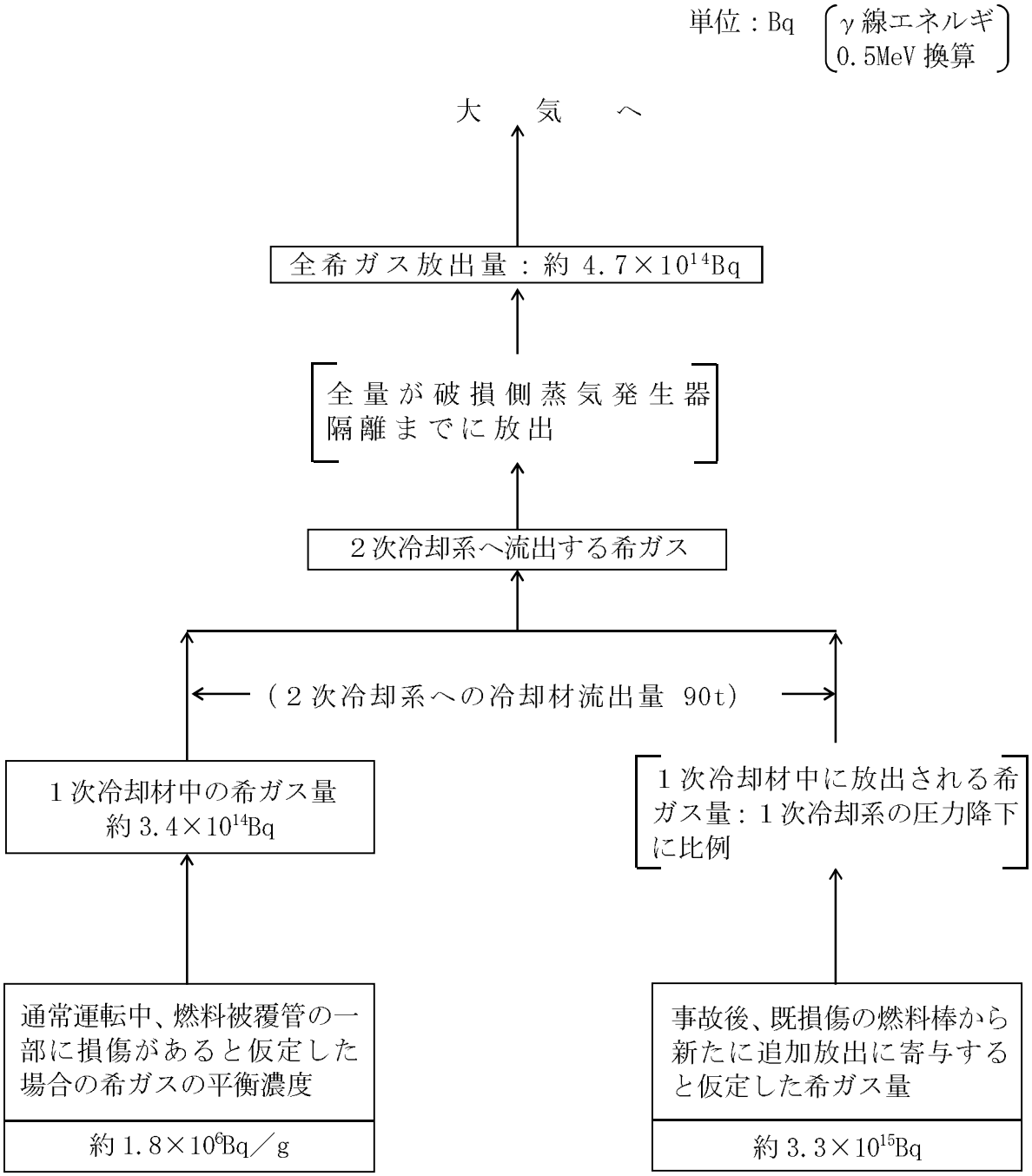
第1.15-73図　解析に使用した減速材密度反応度欠損



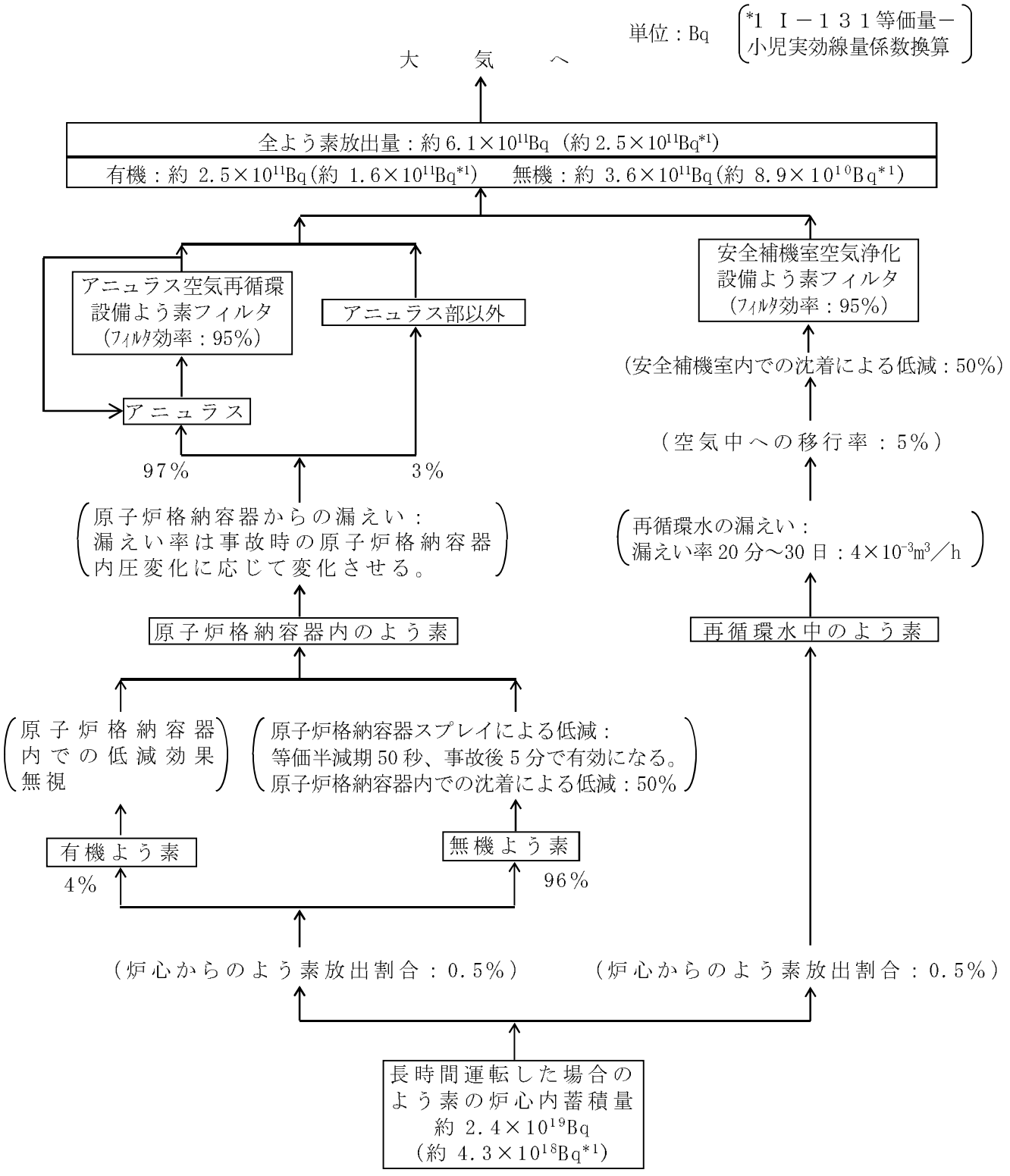
第1.15-74図　解析に使用したドップラ出力欠損



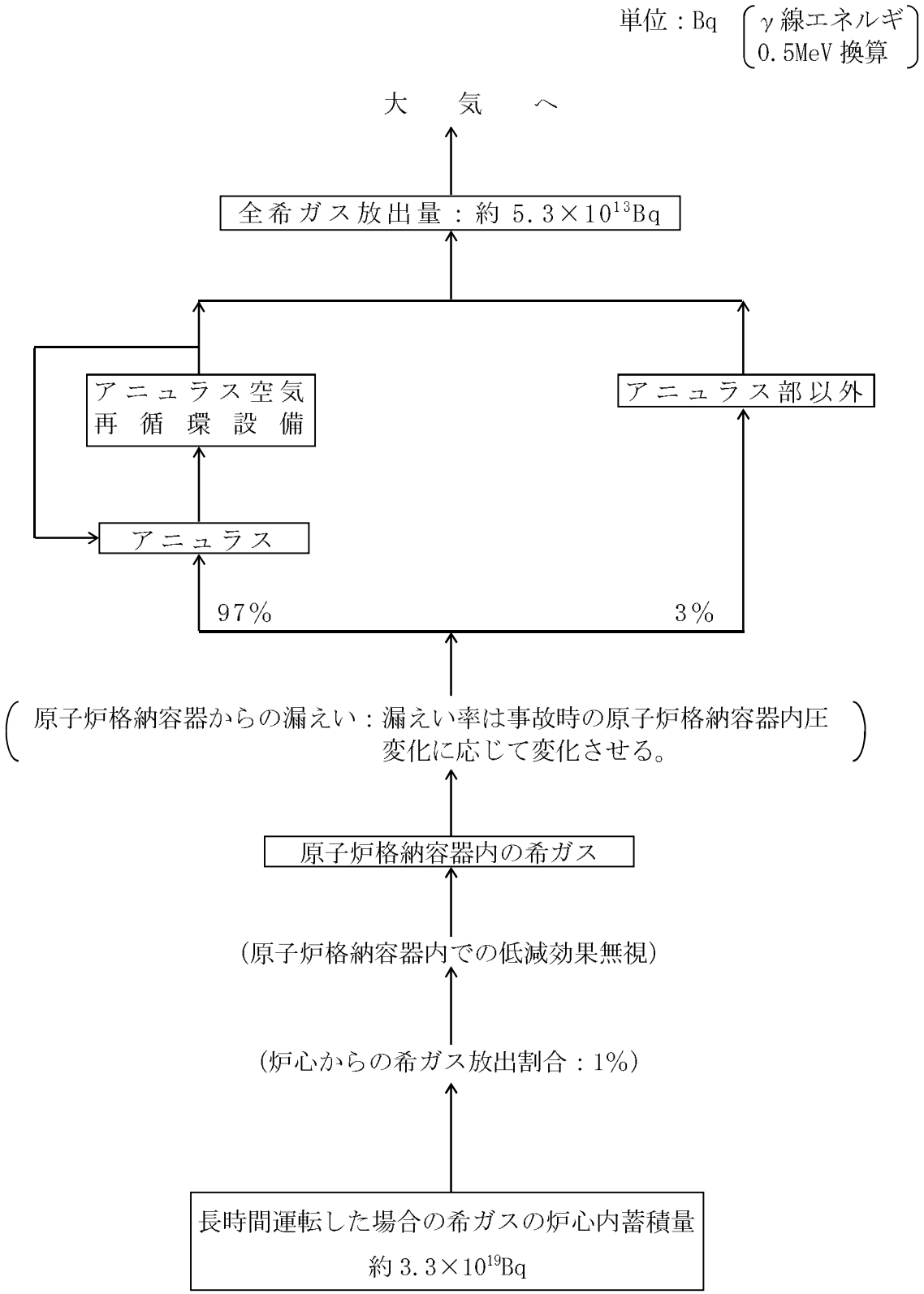
第 1.15-75 図　蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程



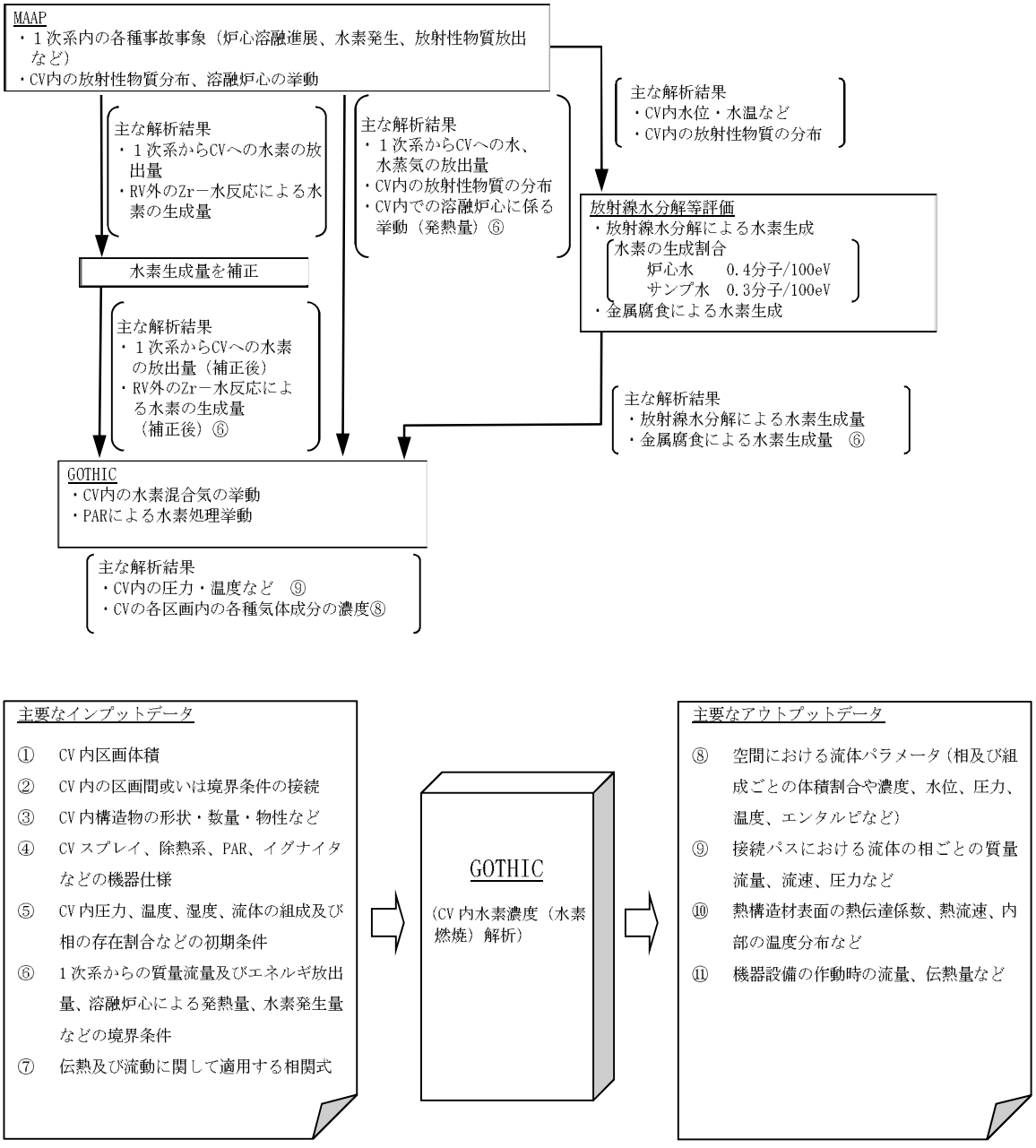
第 1.15-76 図　蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程



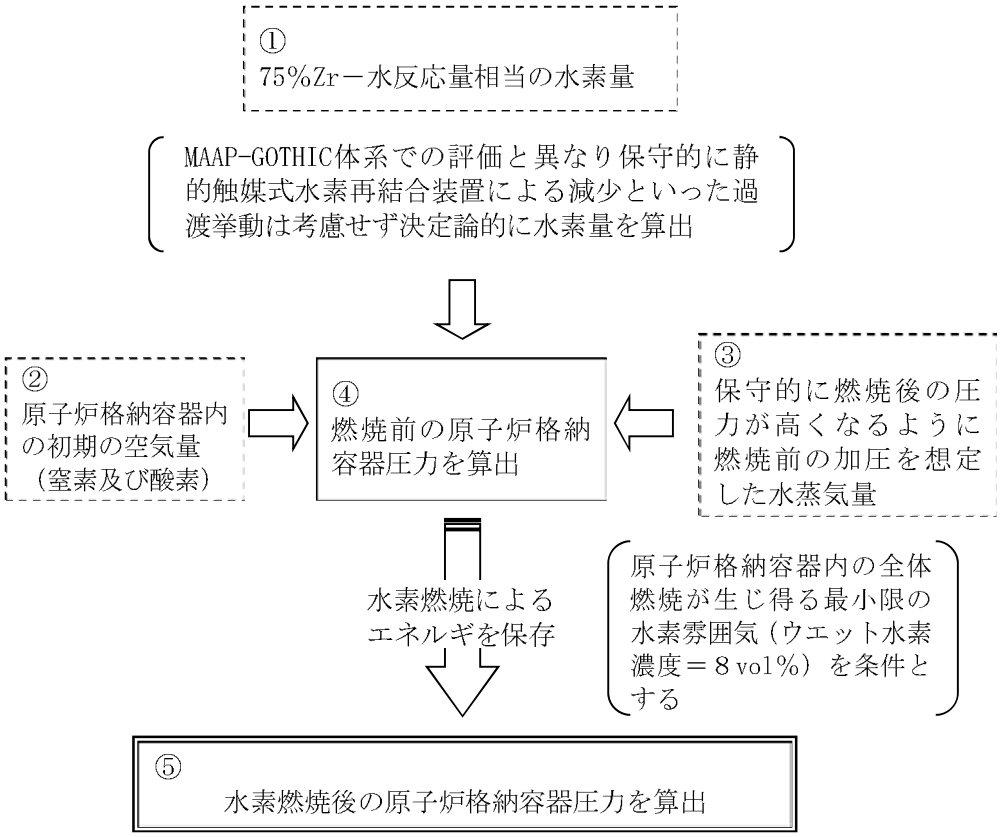
第 1.15-77 図　原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程



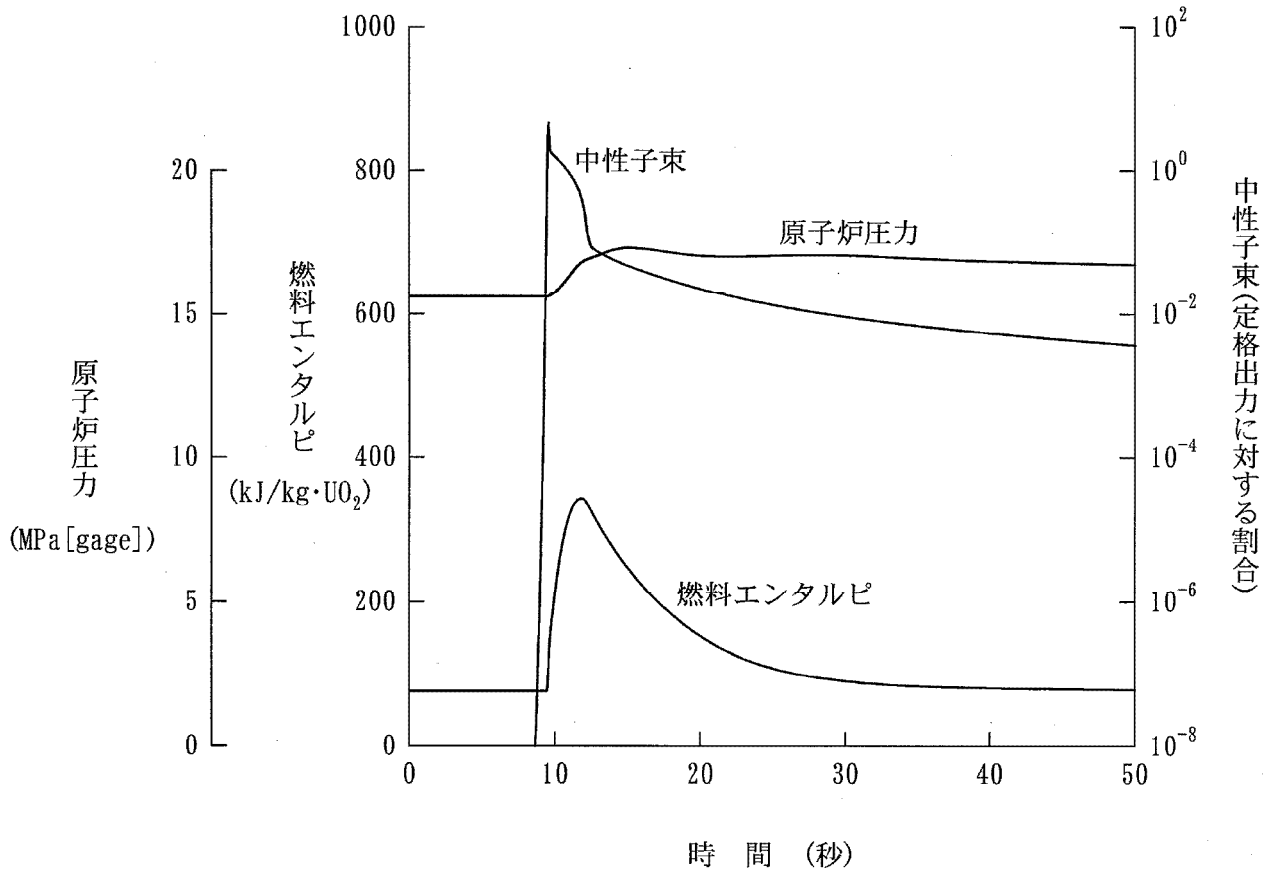
第 1.15-78 図　原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程



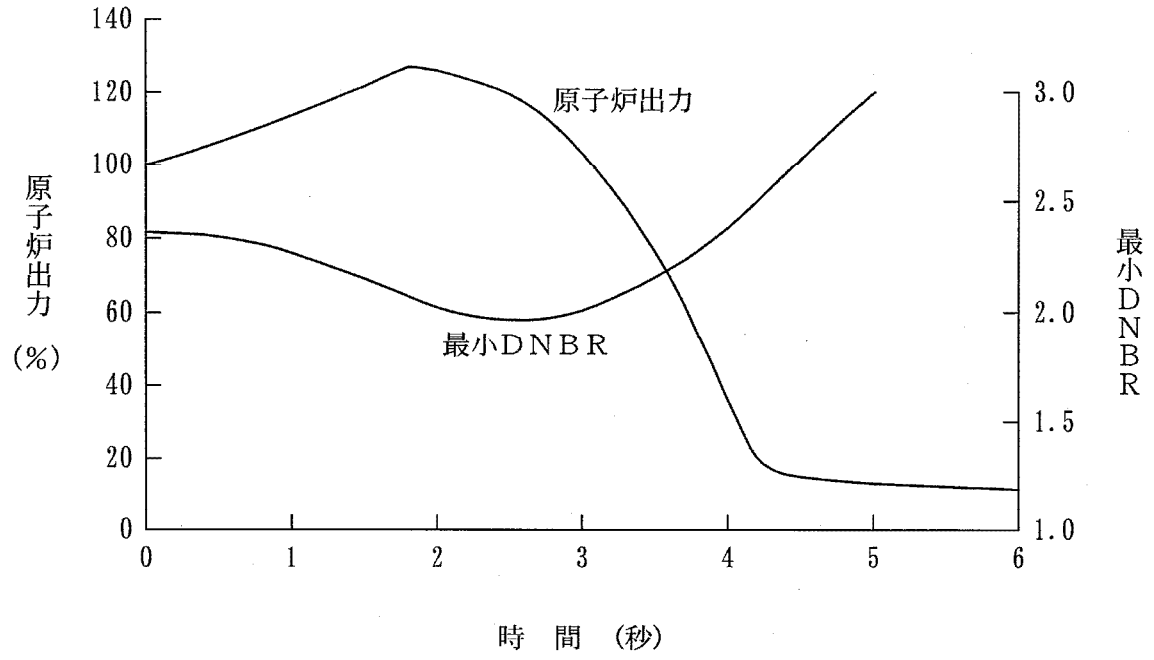
第1.15-79図　水素濃度評価の概要

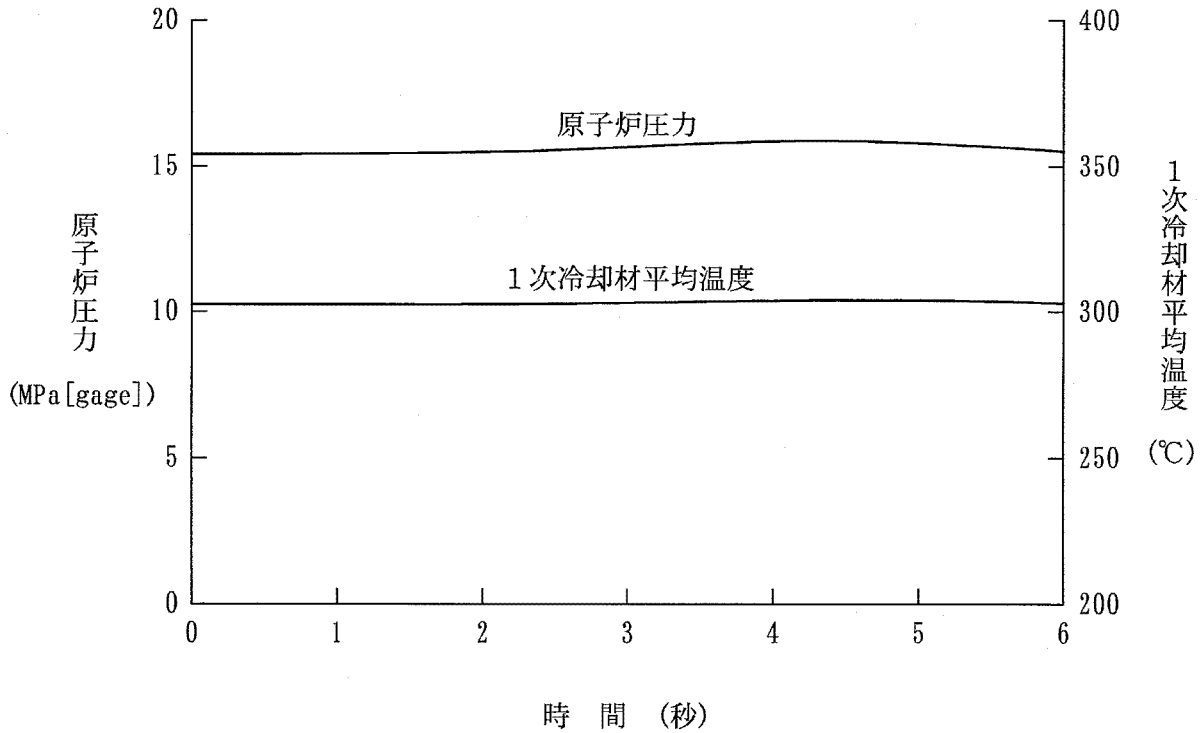


第1.15-80図　水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ

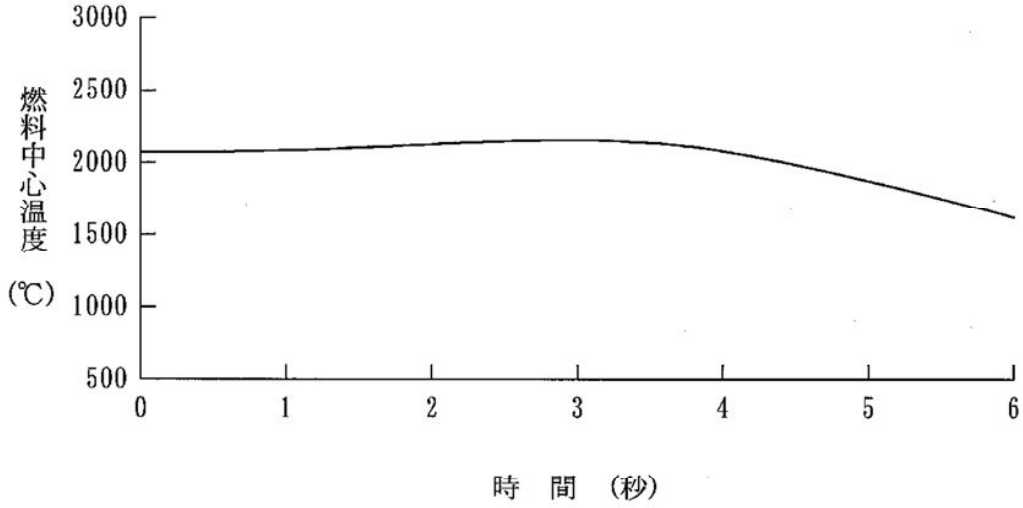


第1.15-81図　原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き

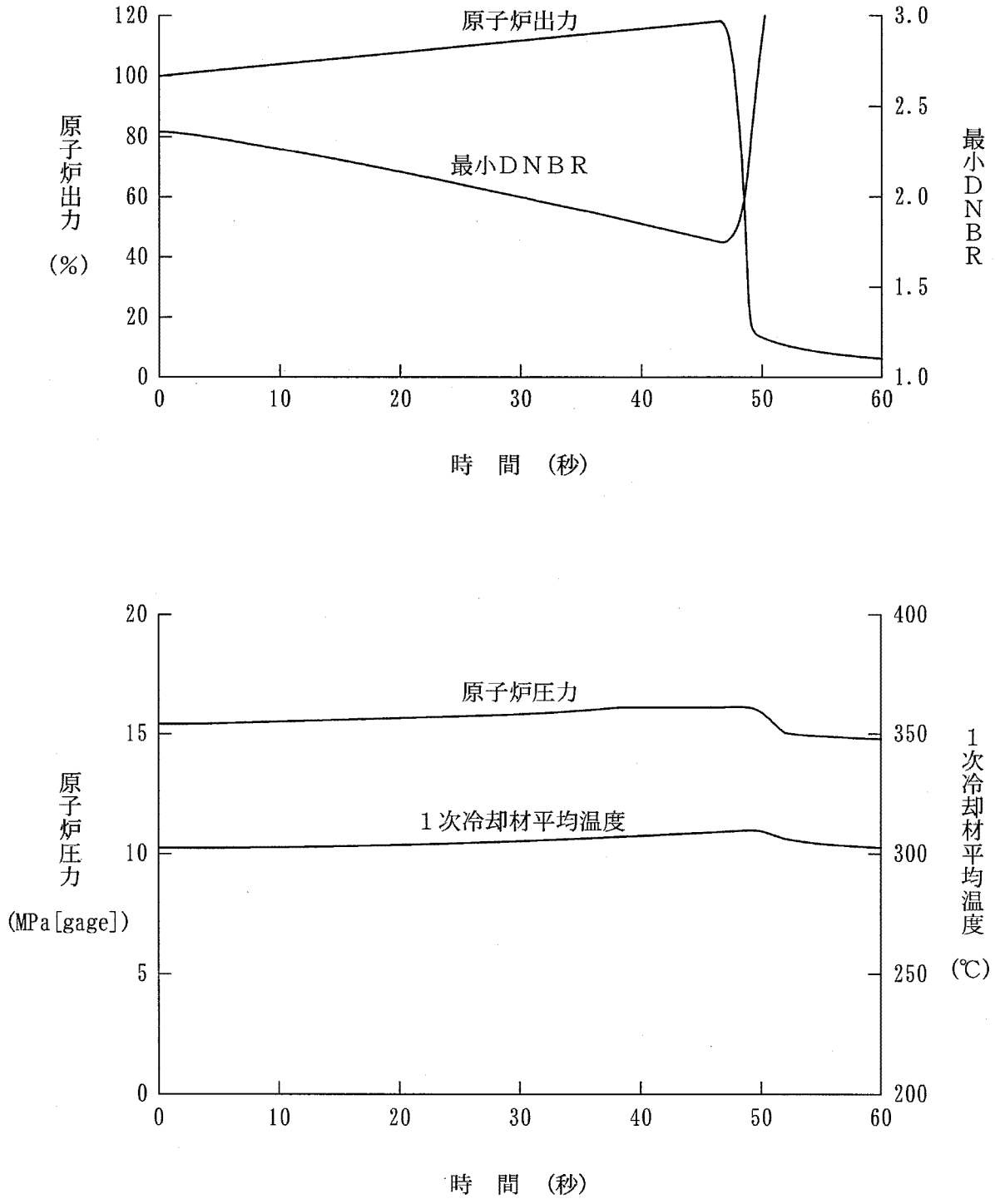




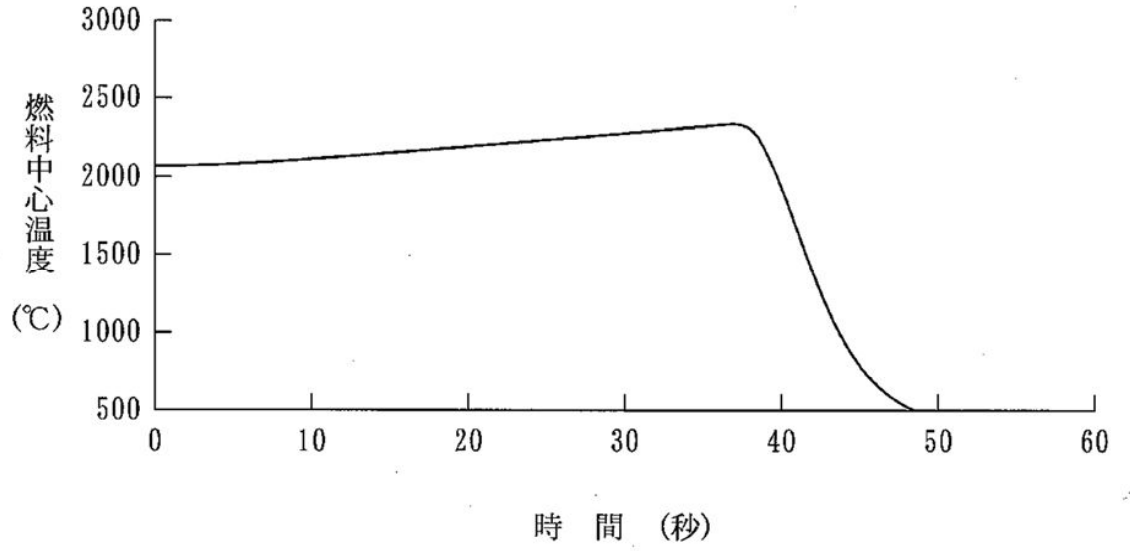
第1.15-82図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(1)



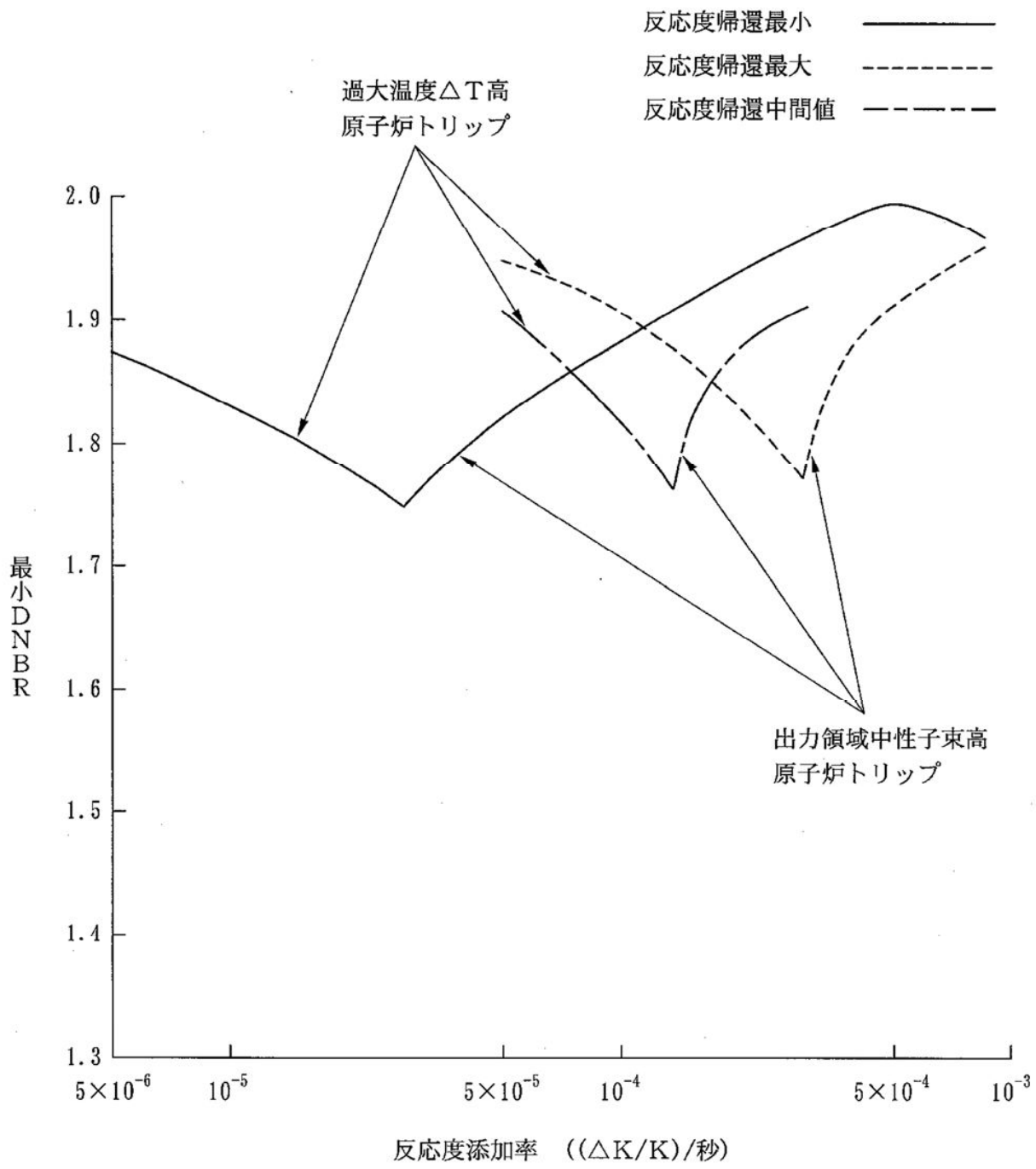
第1.15-83図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－速い引き抜きの場合(2)



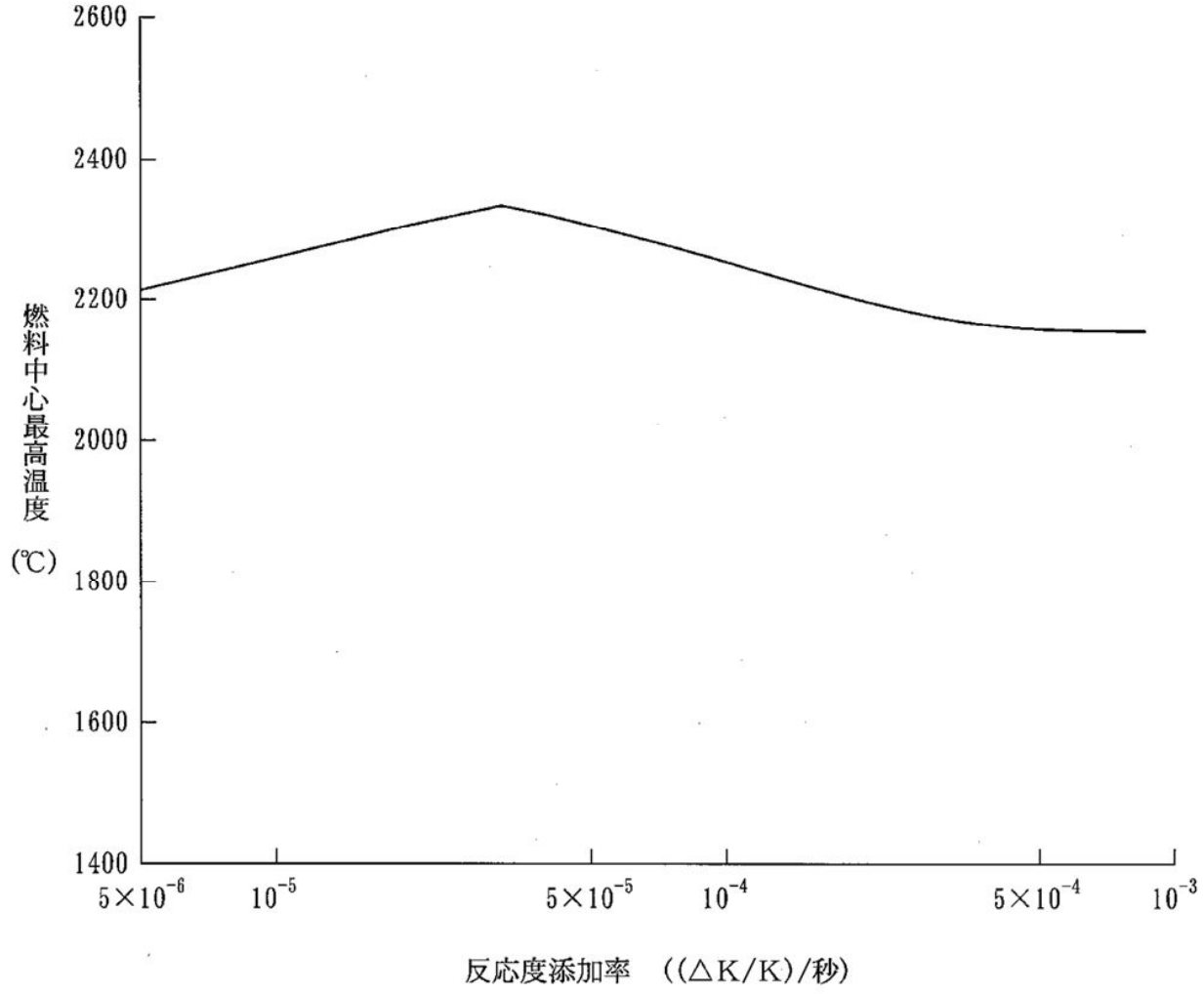
第1.15-84図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(1)



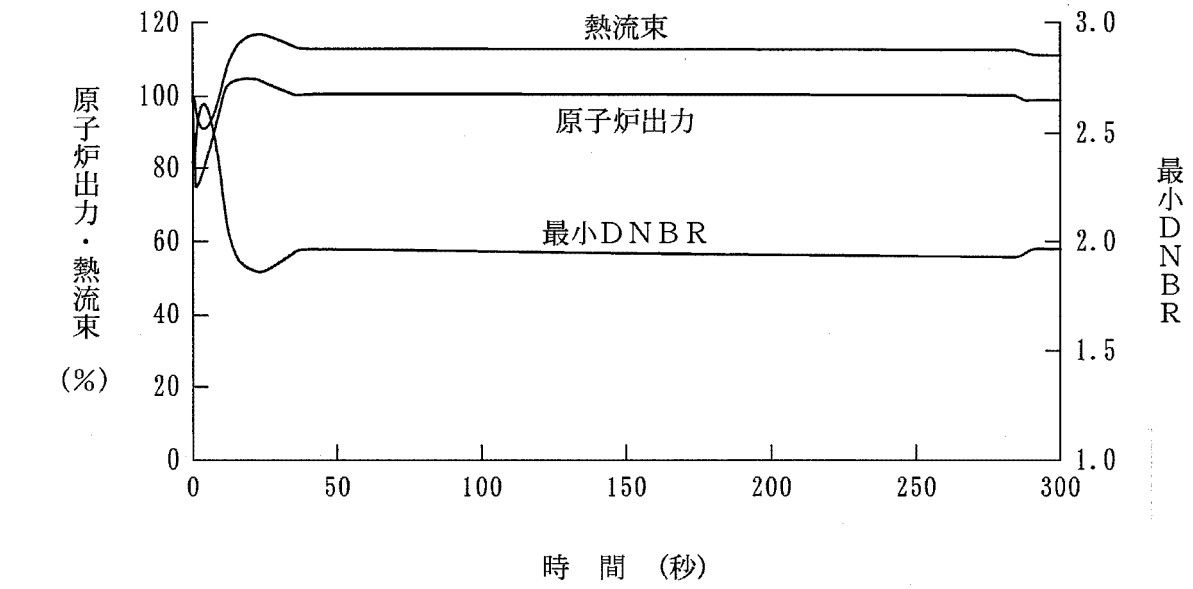
第1.15-85図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き
－遅い引き抜きの場合(2)

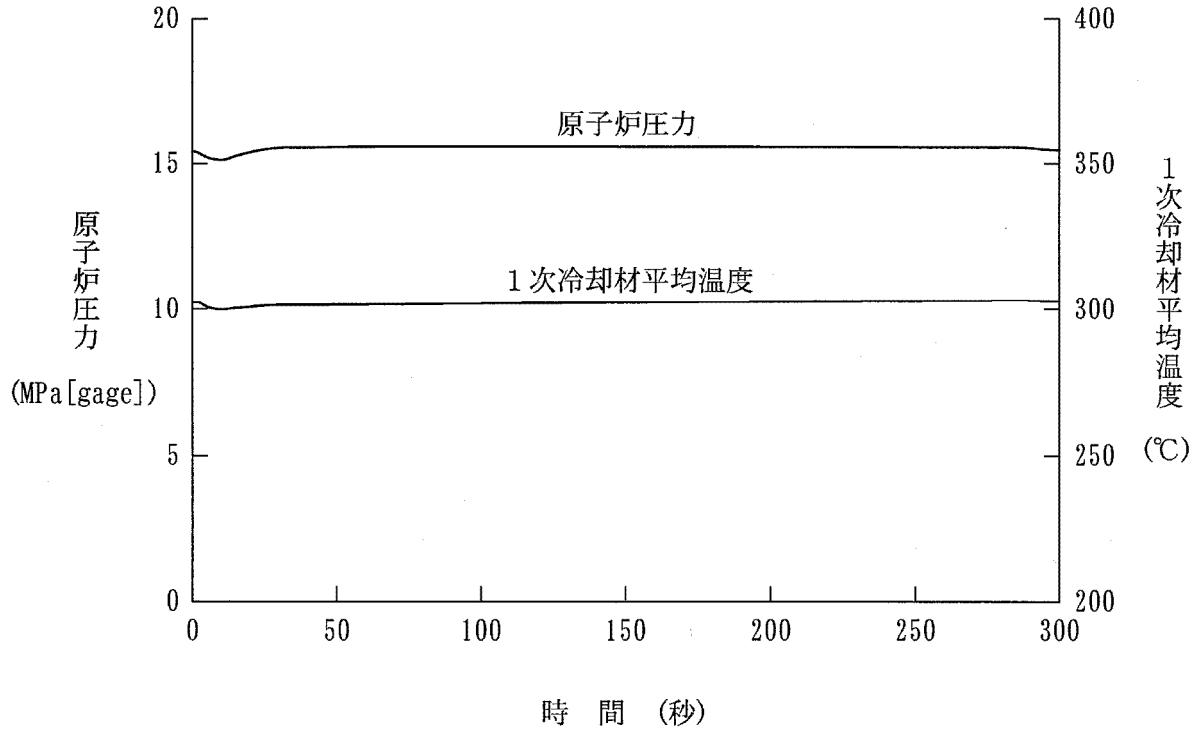


第1.15-86図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

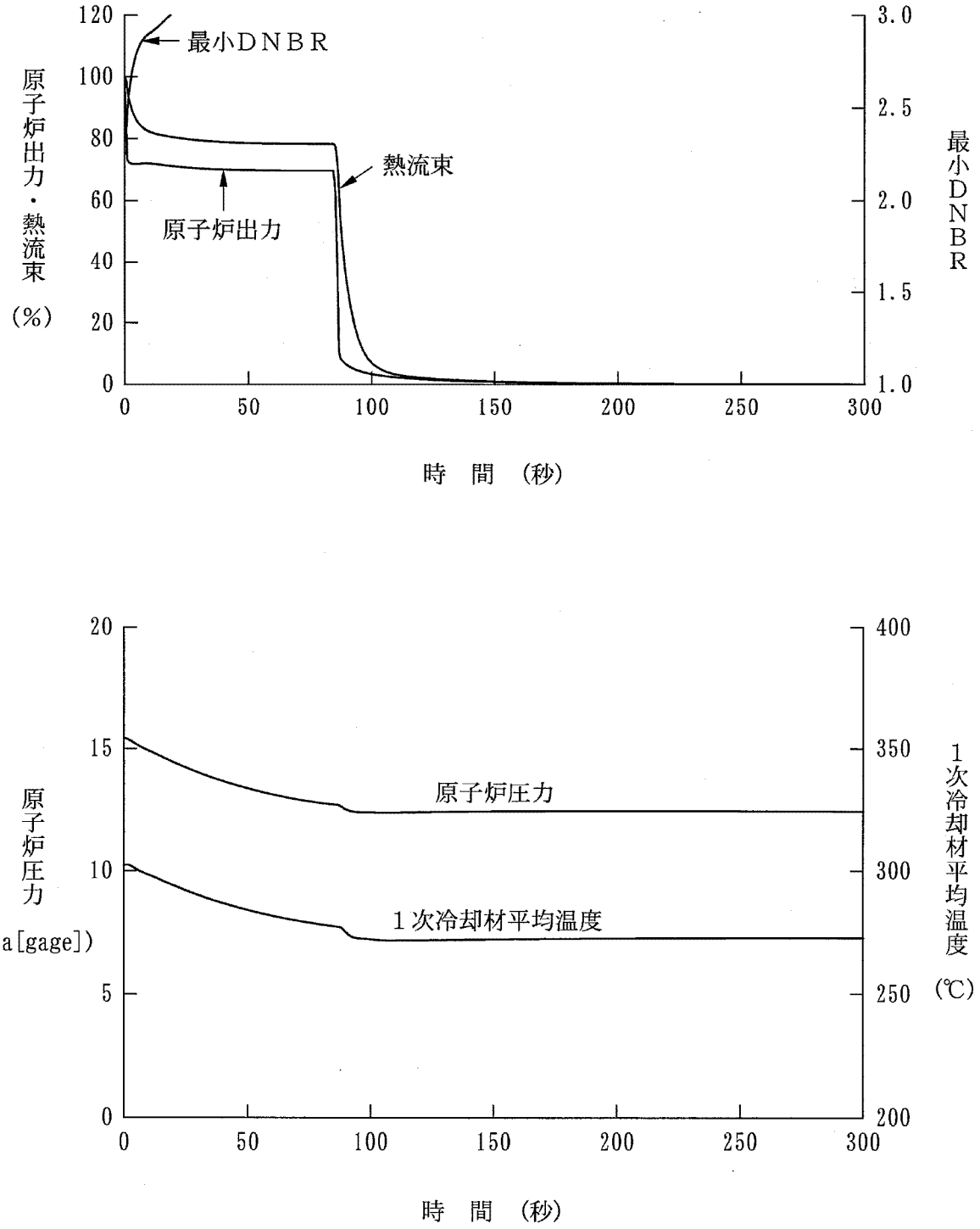


第1.15-87図　出力運転中の制御棒の異常な引き抜き

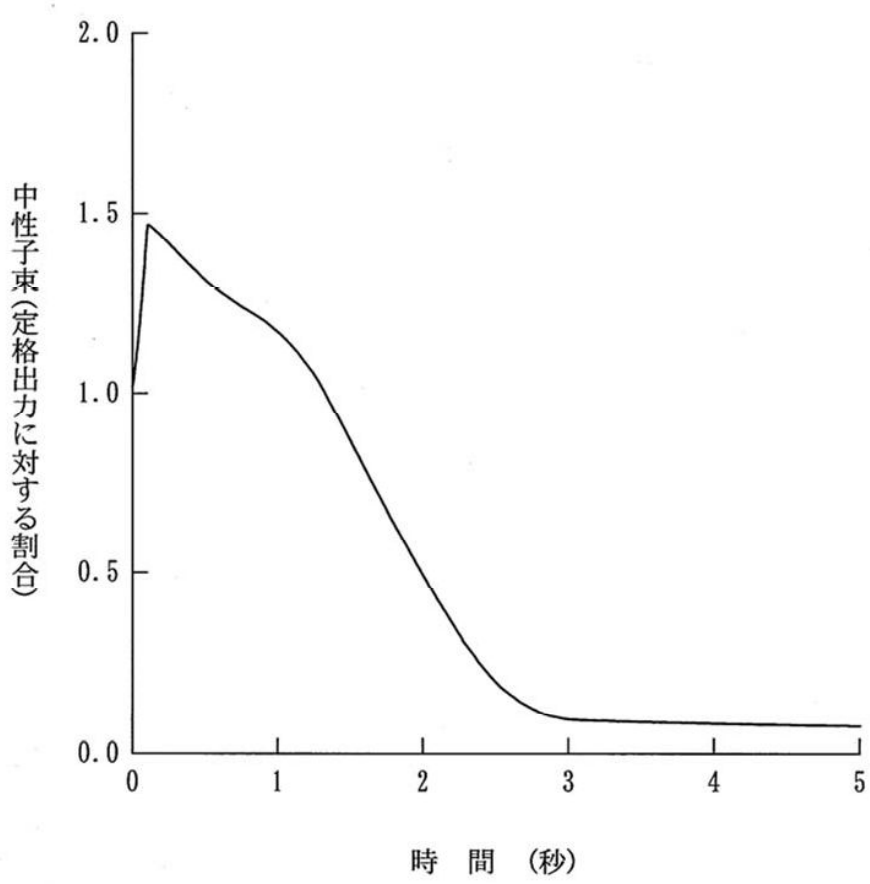




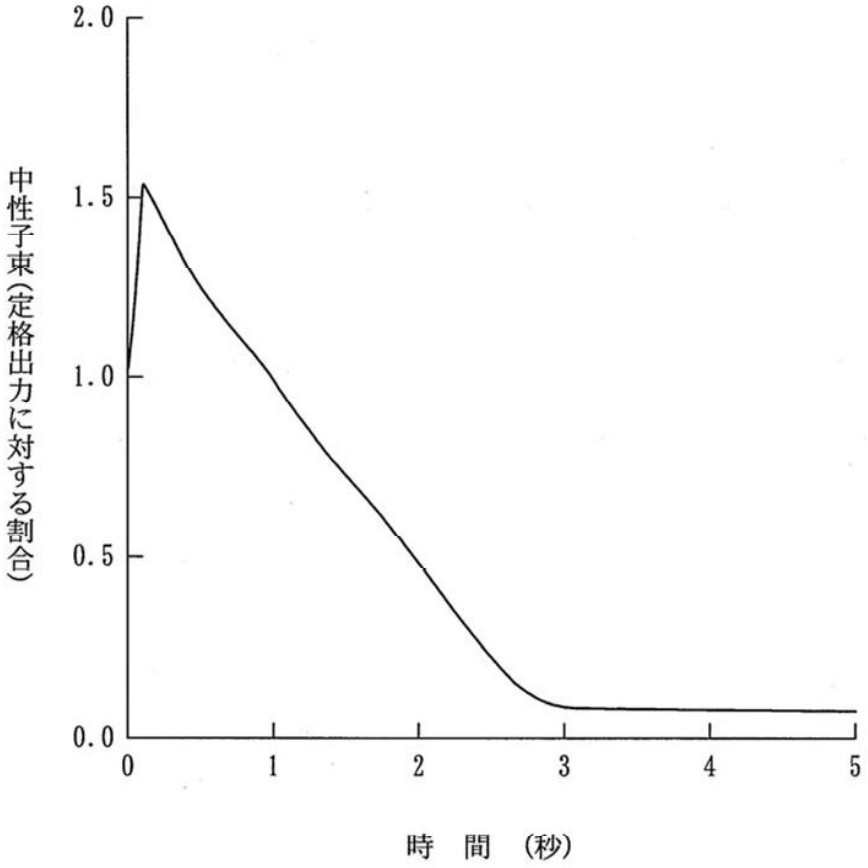
第1.15-88図　制御棒の落下－制御棒クラスタ自動制御運転



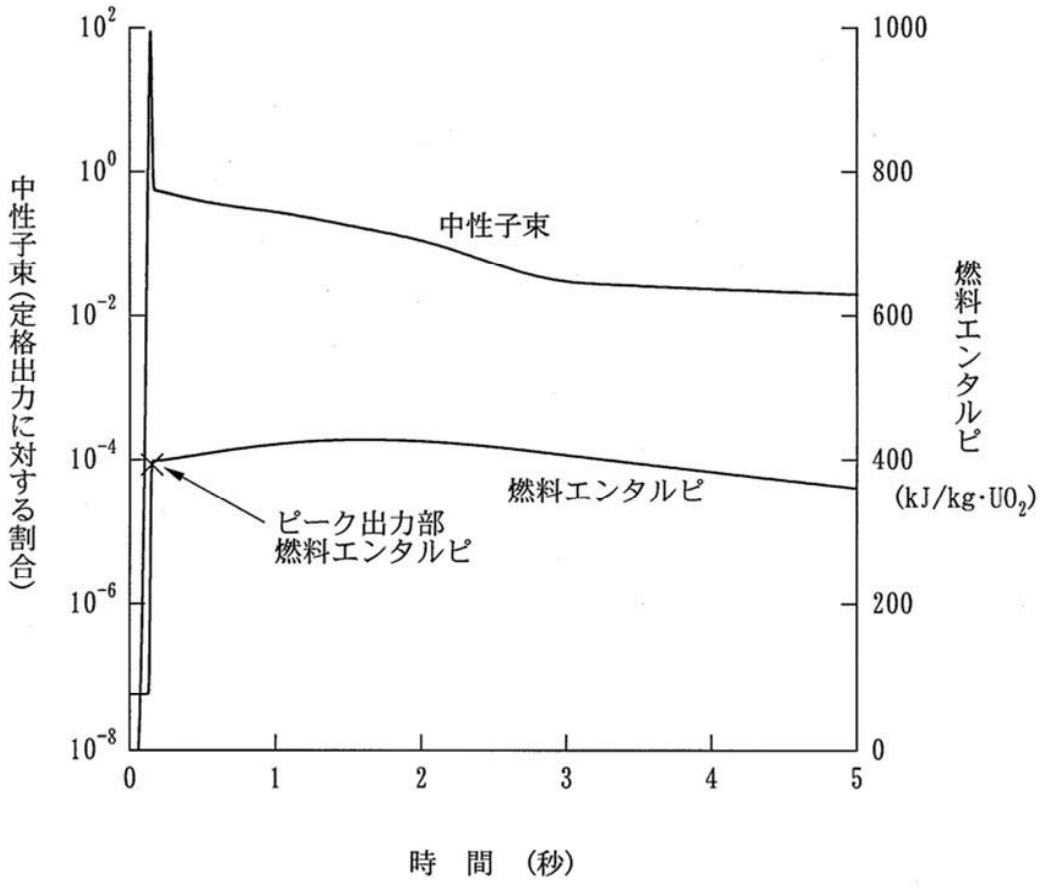
第1.15-89図　制御棒の落下－制御棒クラスタ手動制御運転



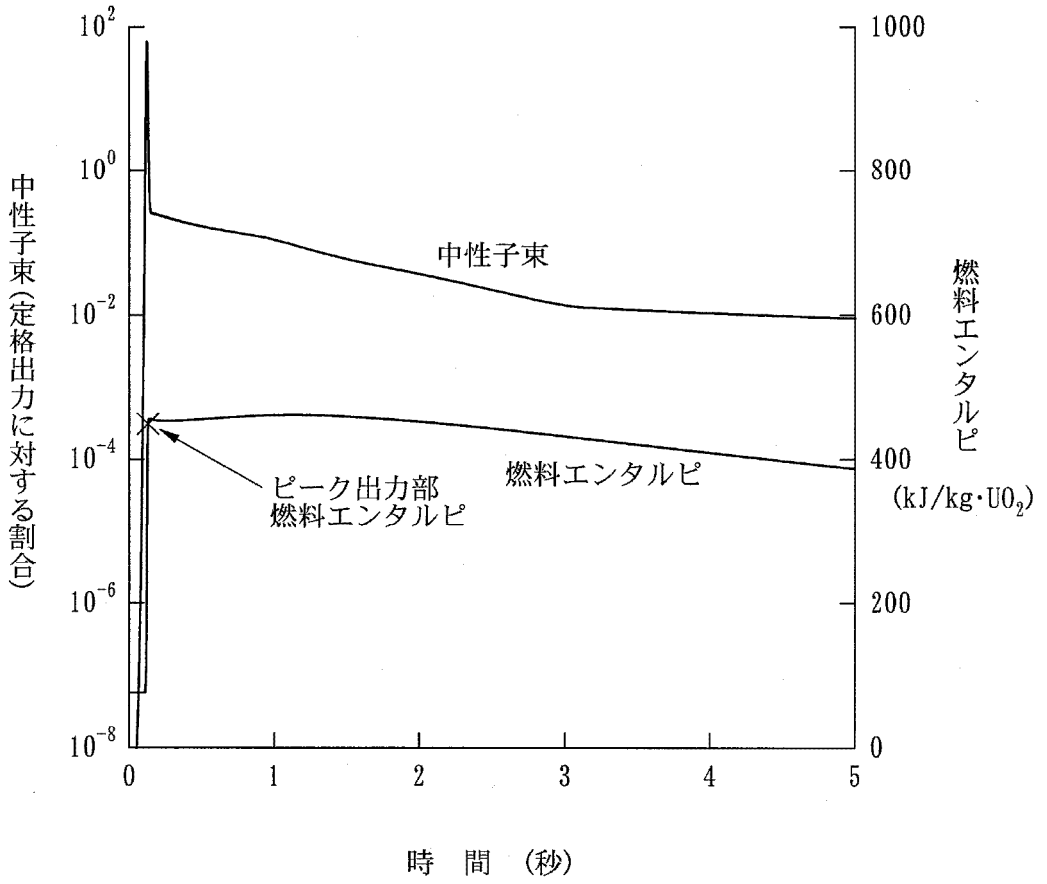
第1.15-90図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力



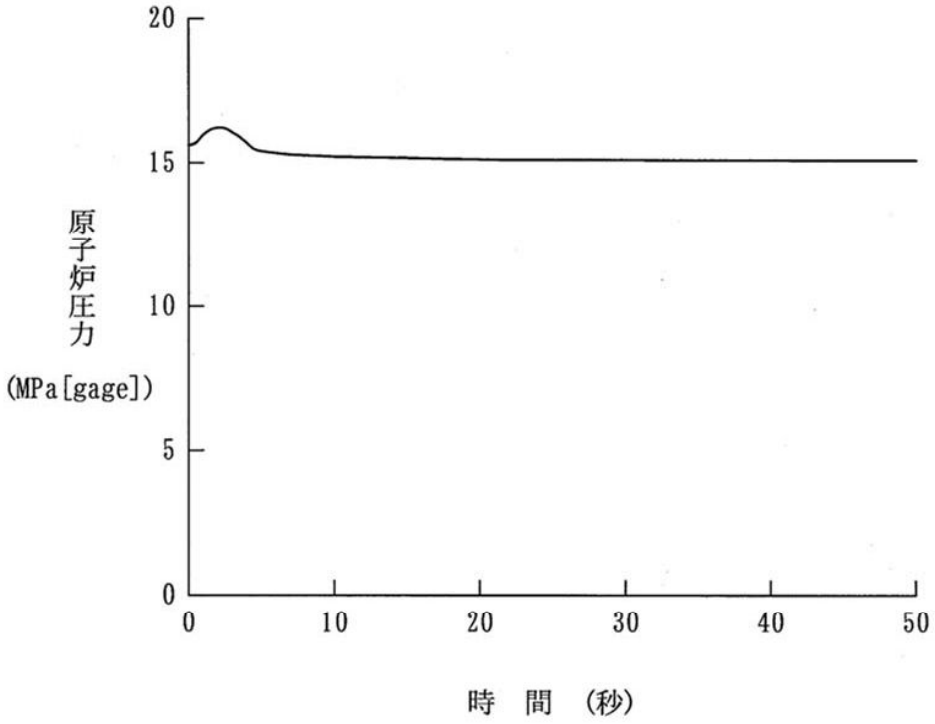
第1.15-91図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温全出力



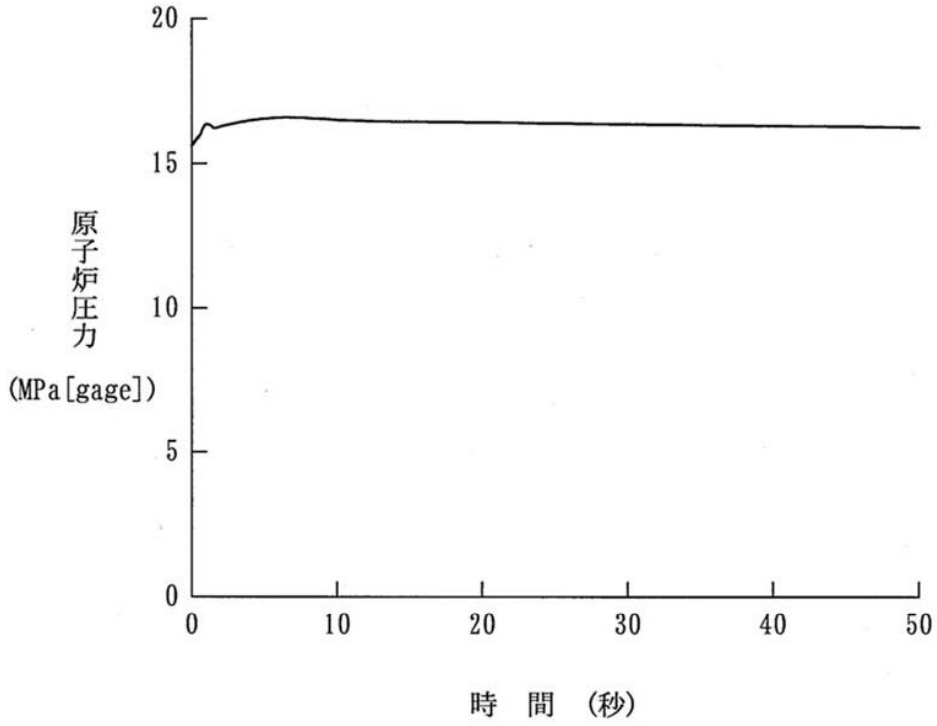
第1.15-92図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力



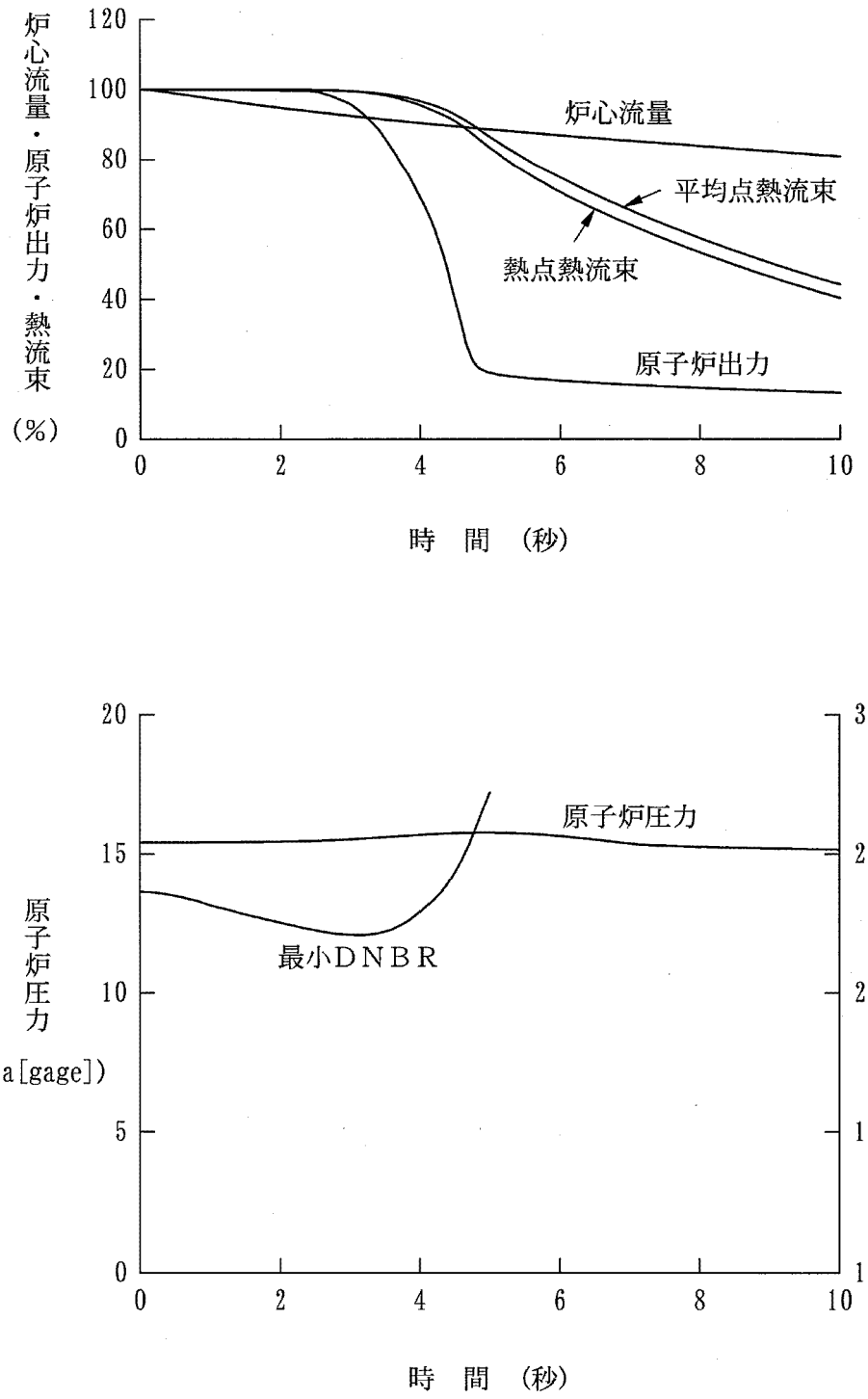
第1.15-93図　制御棒飛び出しーサイクル末期高温零出力



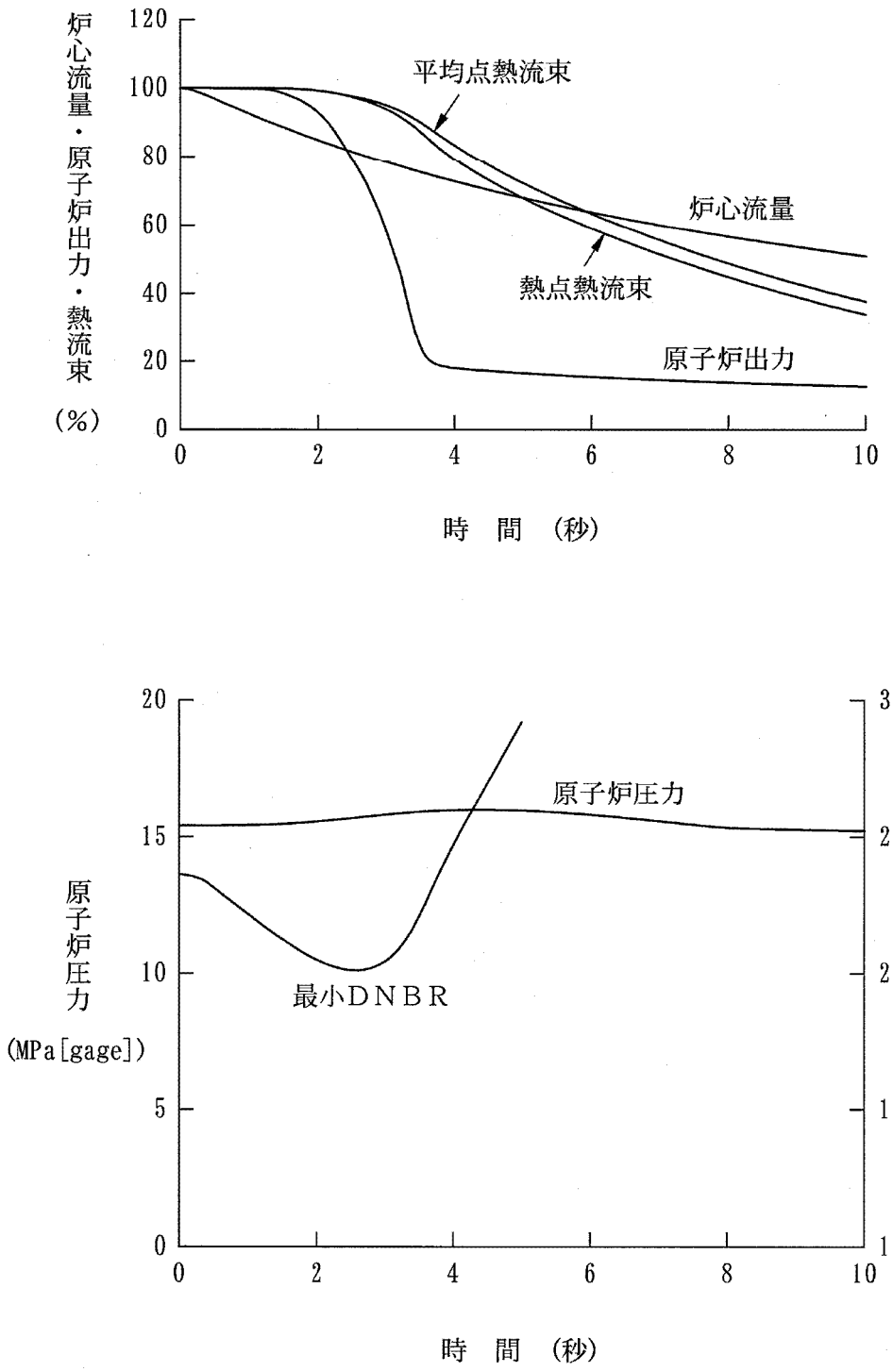
第1.15-94図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温全出力
ー圧力解析



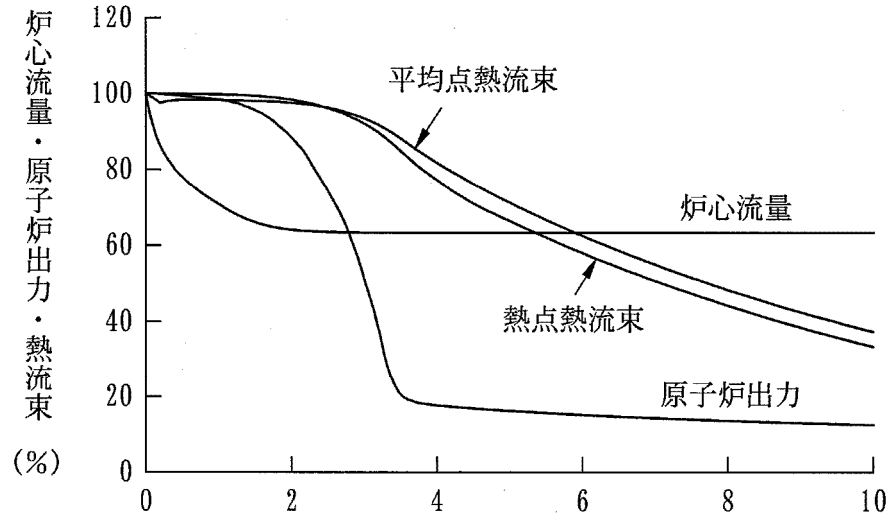
第1.15-95図　制御棒飛び出しーサイクル初期高温零出力
ー圧力解析

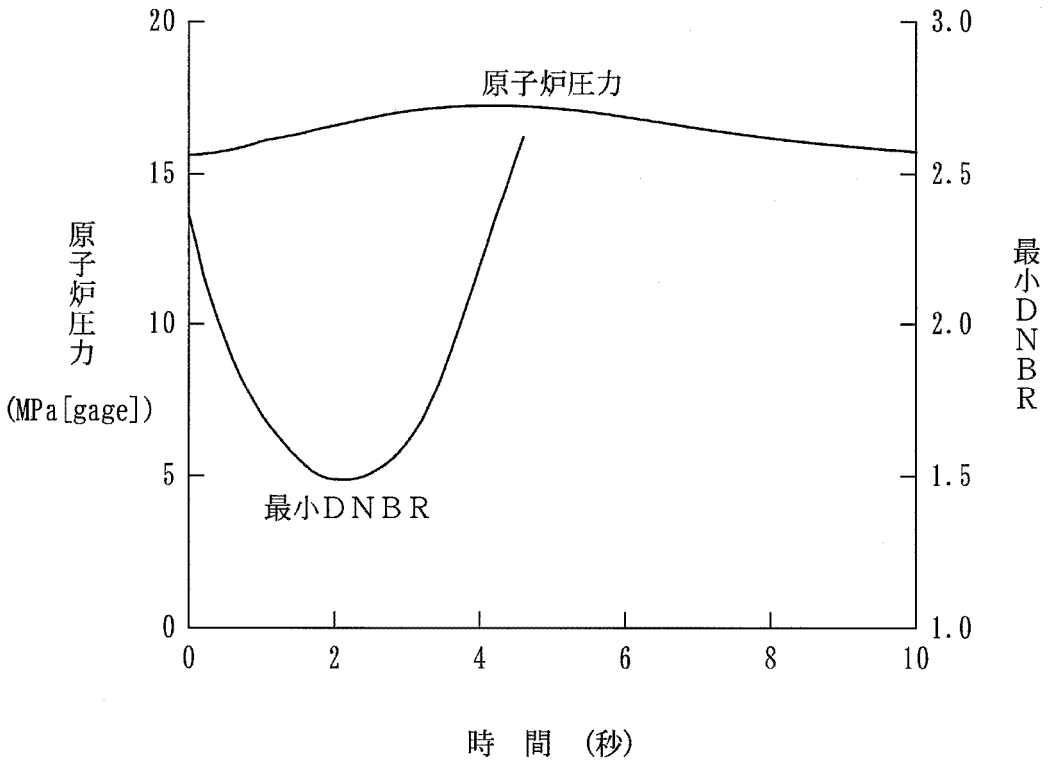


第1.15-96図　原子炉冷却材流量の部分喪失

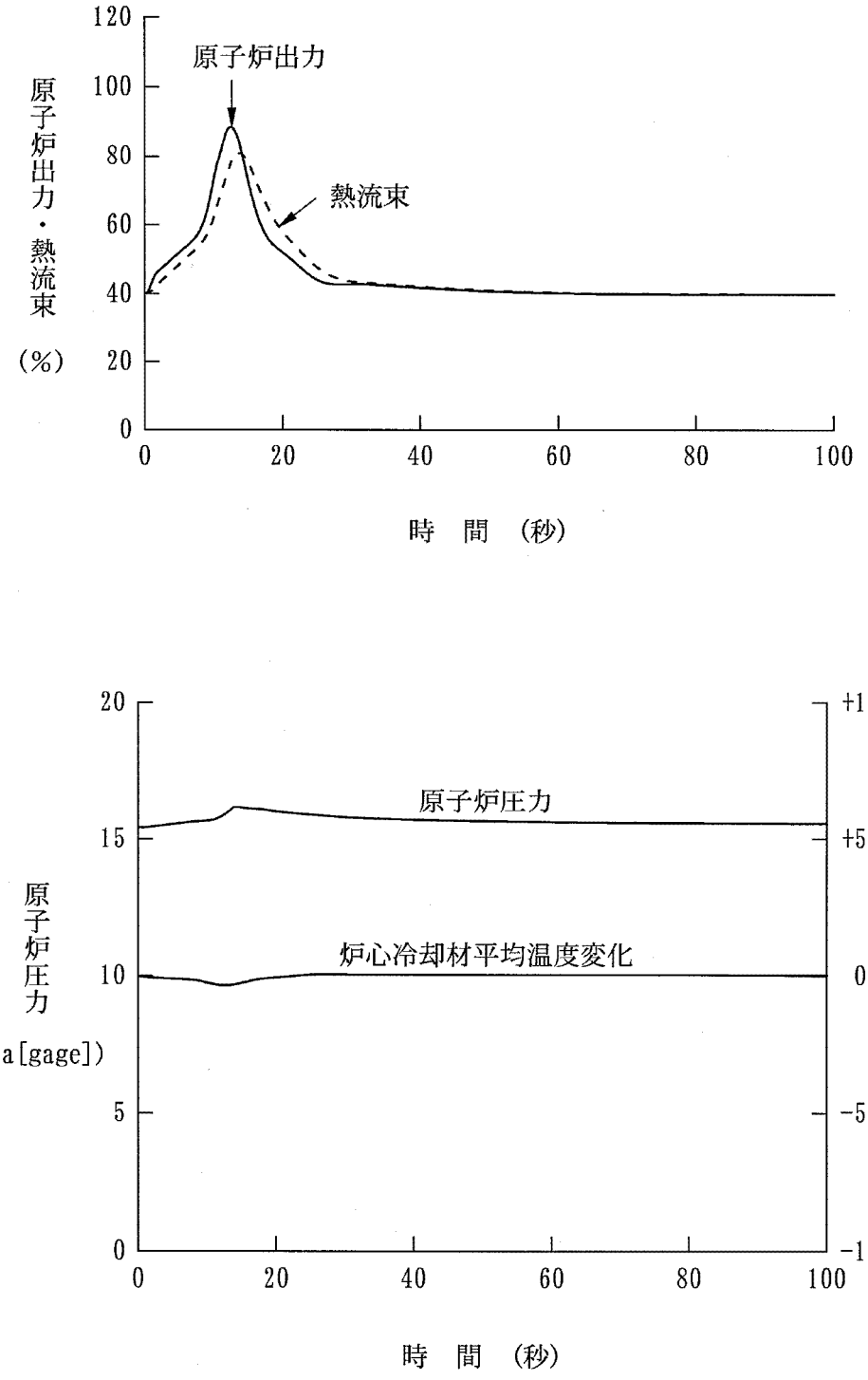


第1.15-97図　原子炉冷却材流量の喪失

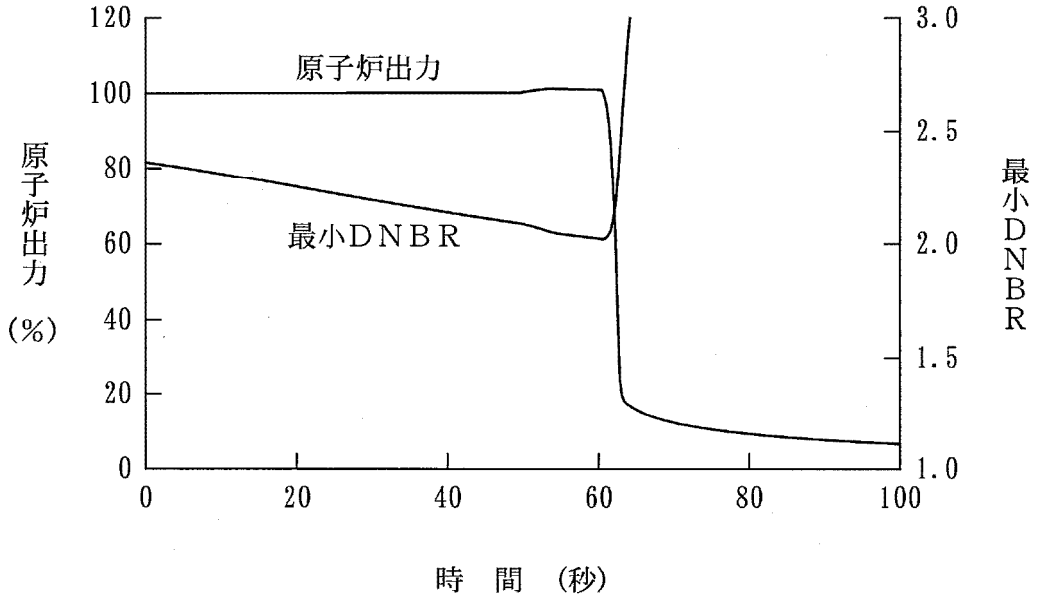


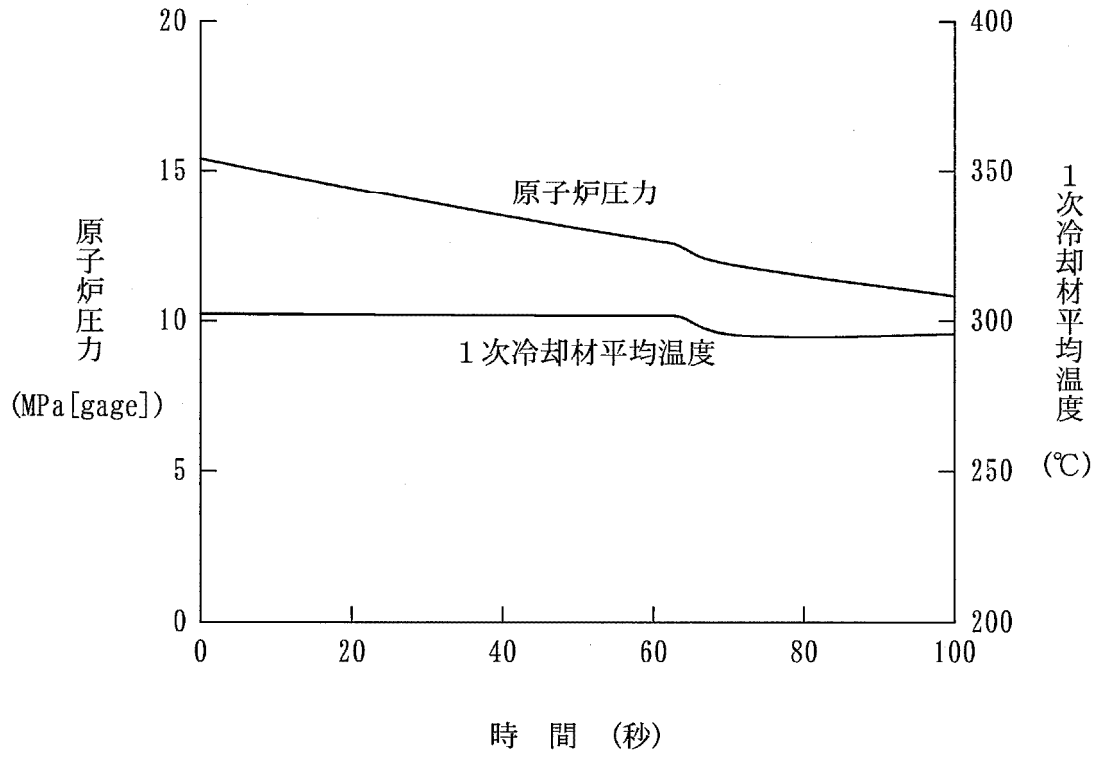


第1.15-98図　原子炉冷却材ポンプの軸固着

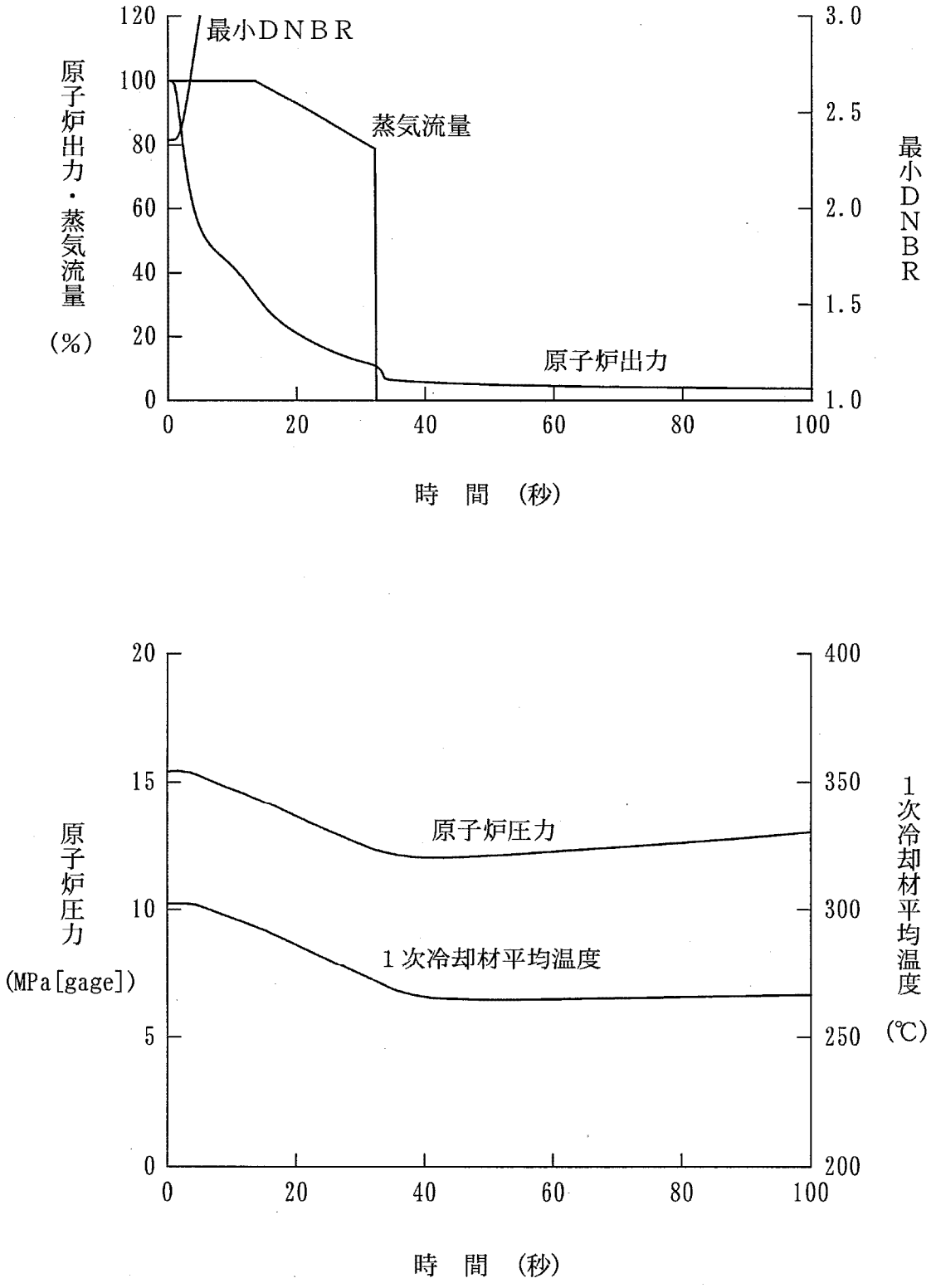


第1.15-99図　原子炉冷却材系の停止ループの誤起動

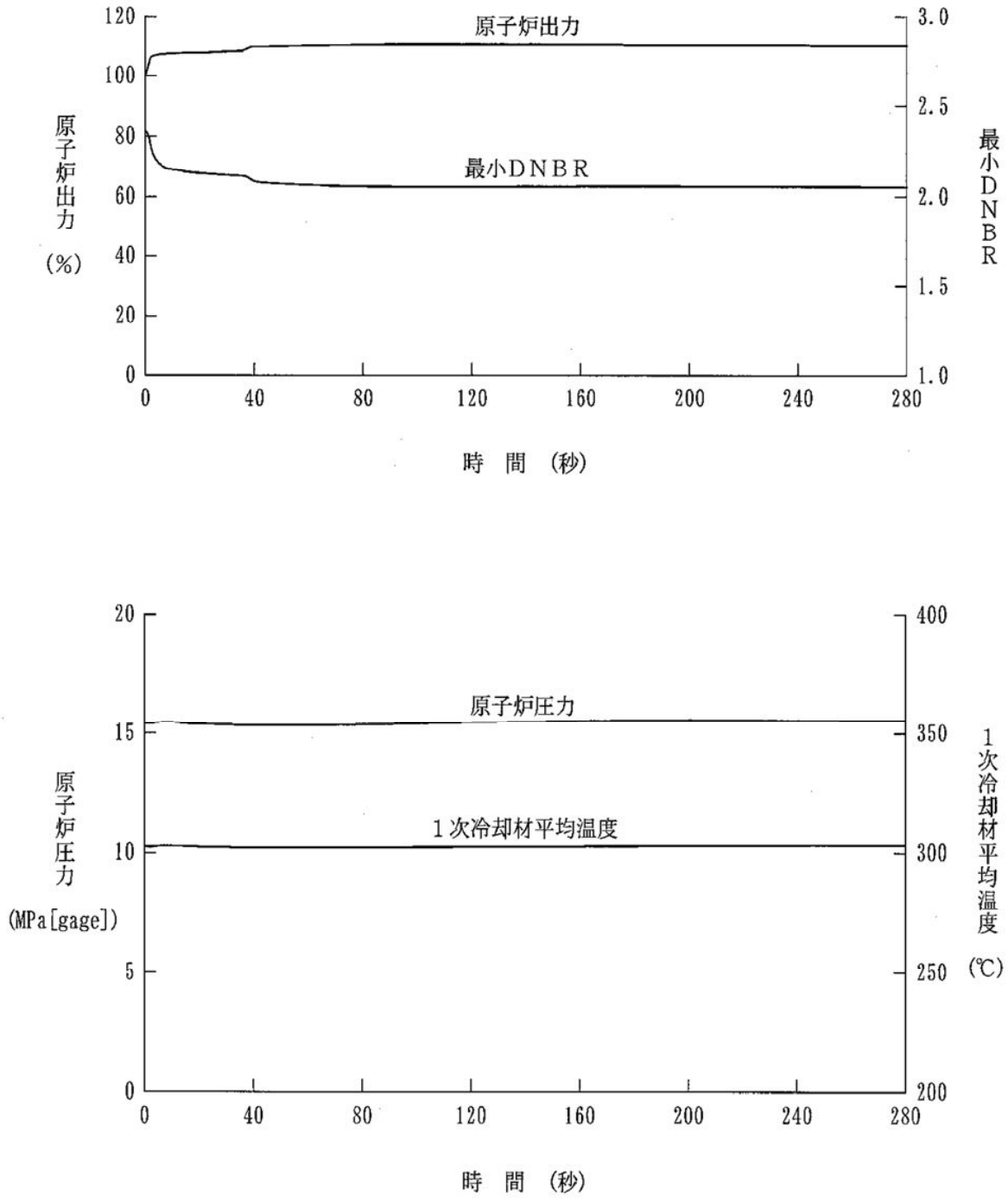




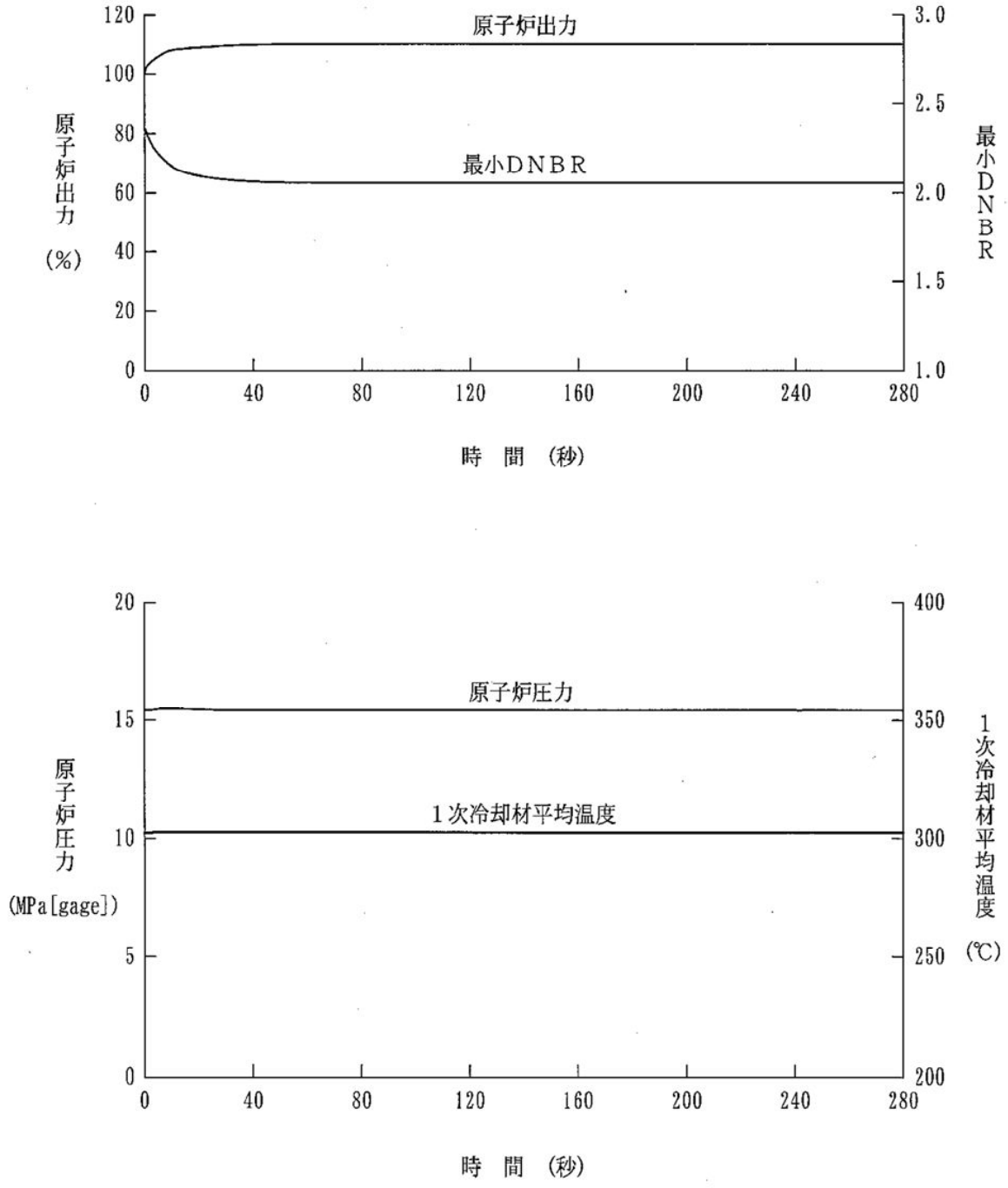
第1.15-100図　原子炉冷却材系の異常な減圧



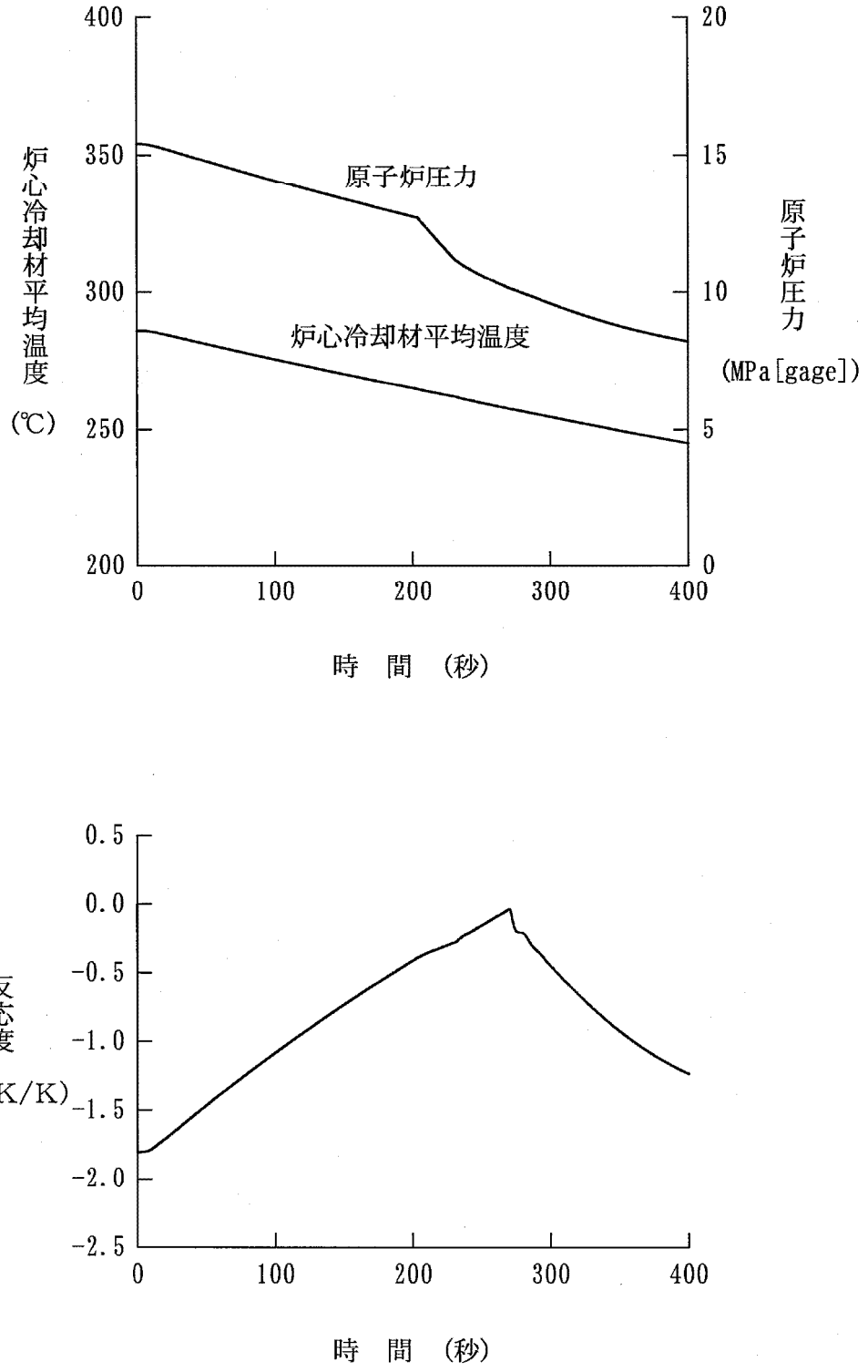
第1.15-101図　出力運転中の非常用炉心冷却系の誤起動



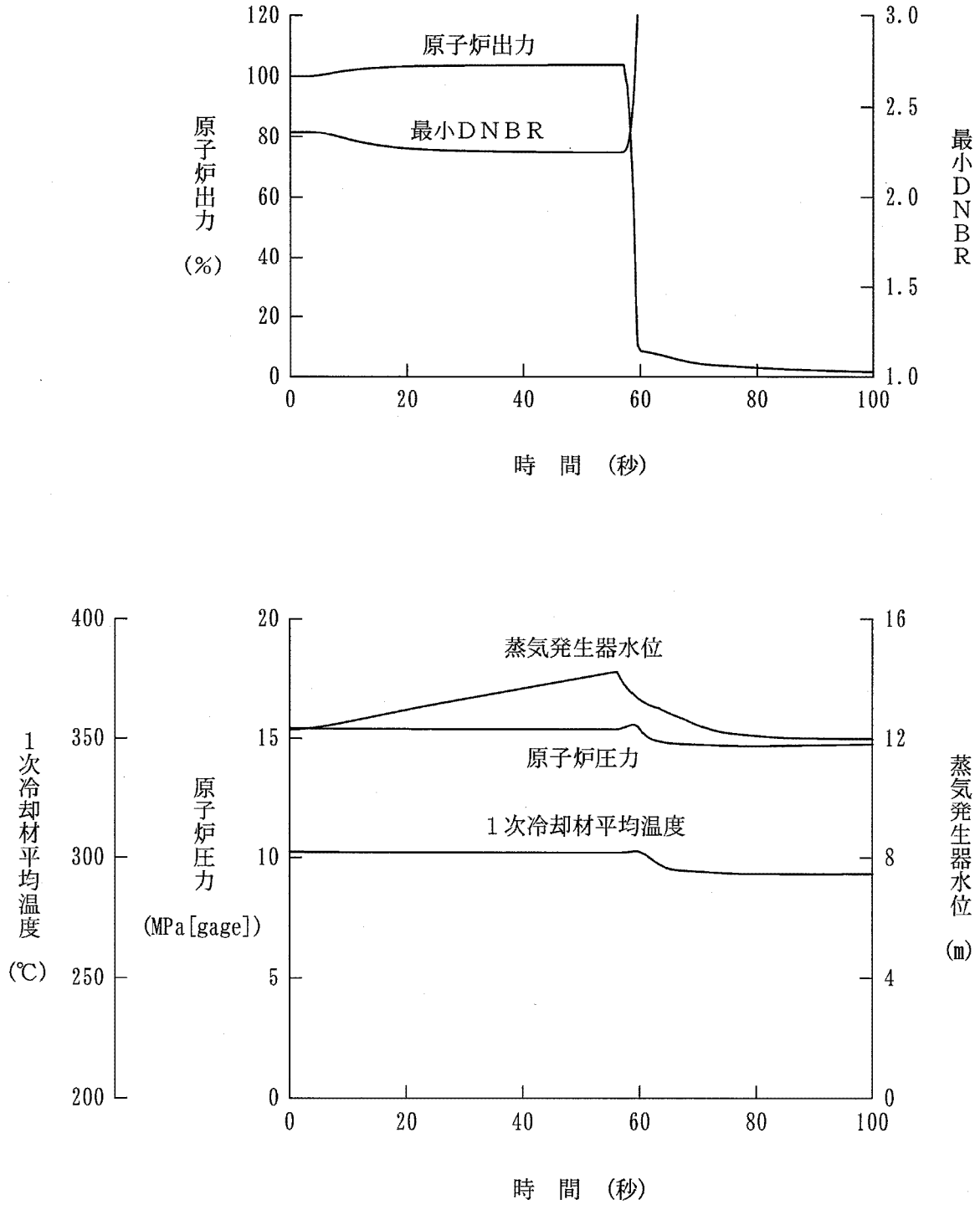
第1.15-102図　蒸気負荷の異常な増加－ケースC
（自動運転・サイクル初期）



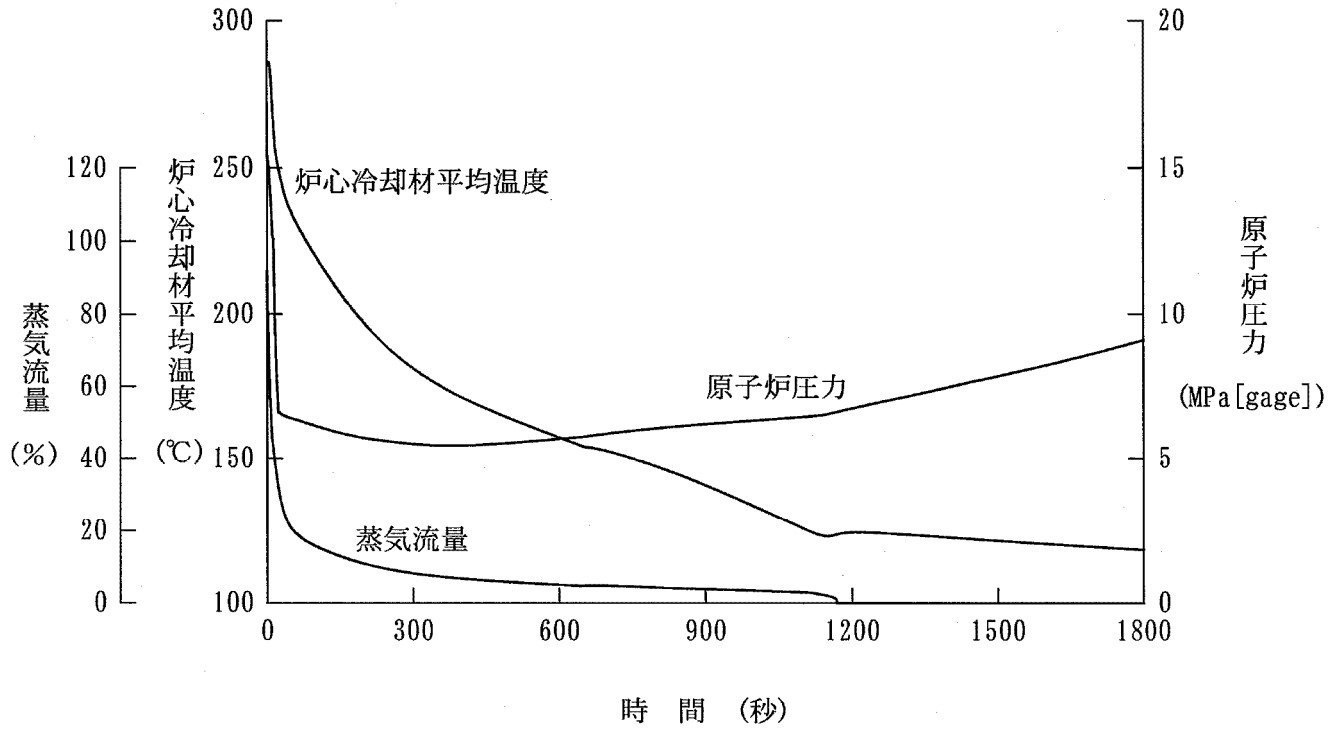
第1.15-103図　蒸気負荷の異常な増加－ケースD
（自動運転・サイクル末期）

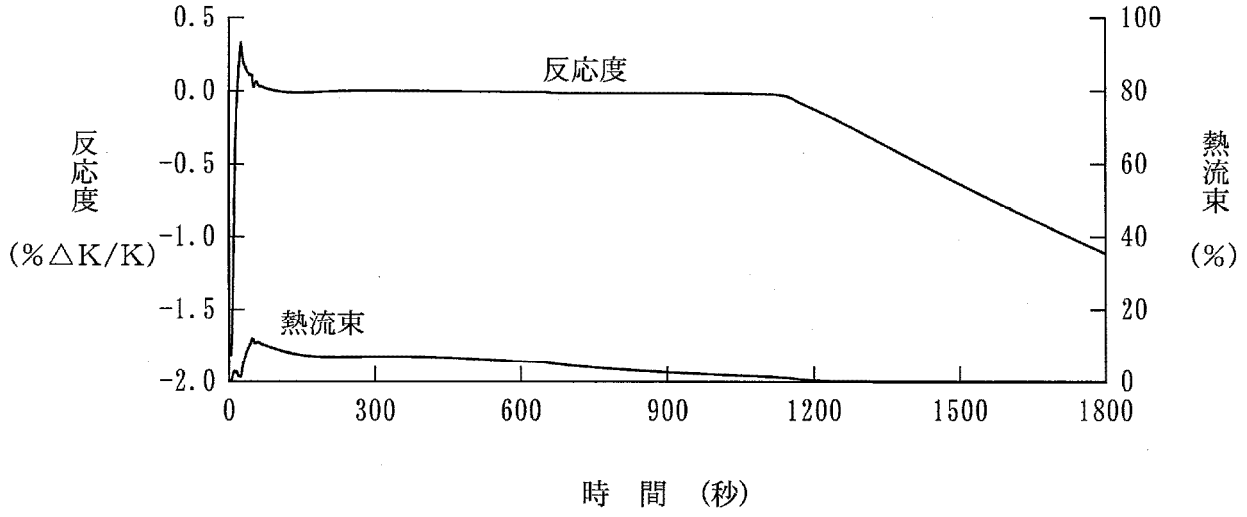


第1.15-104図　2次冷却系の異常な減圧

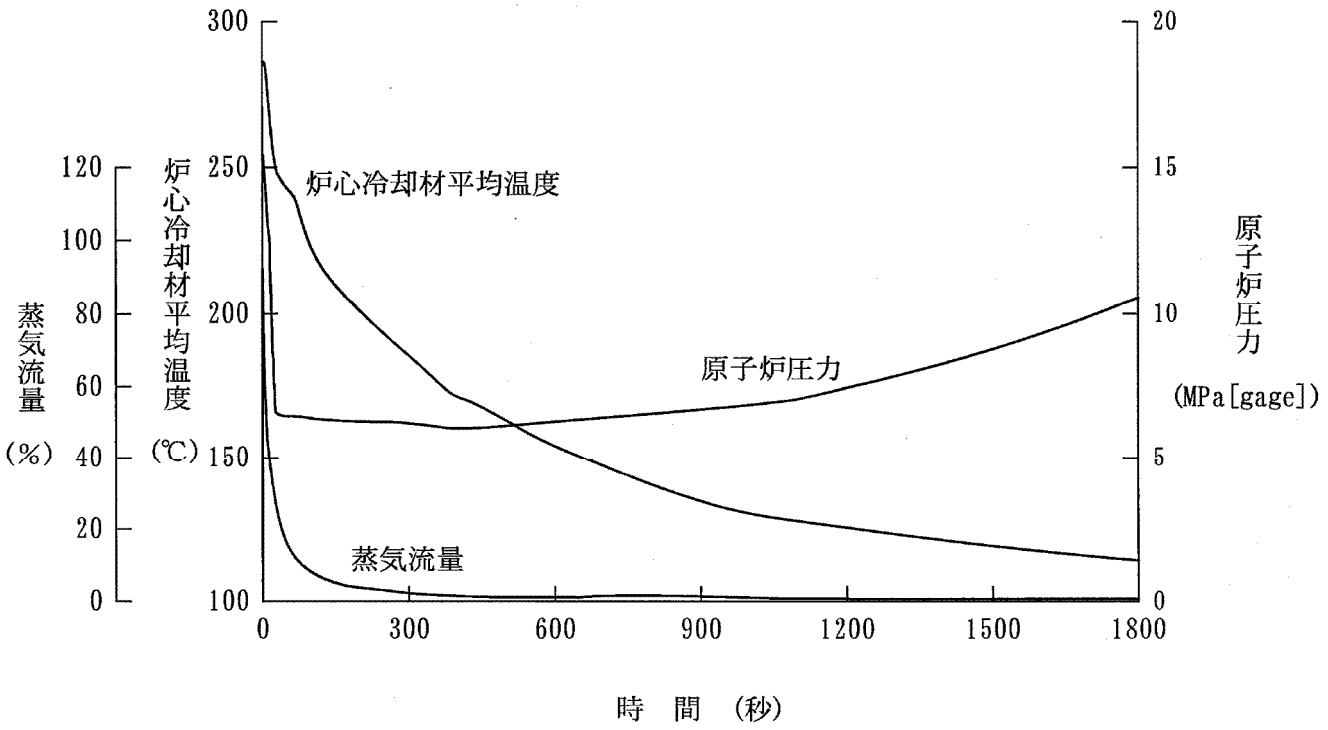


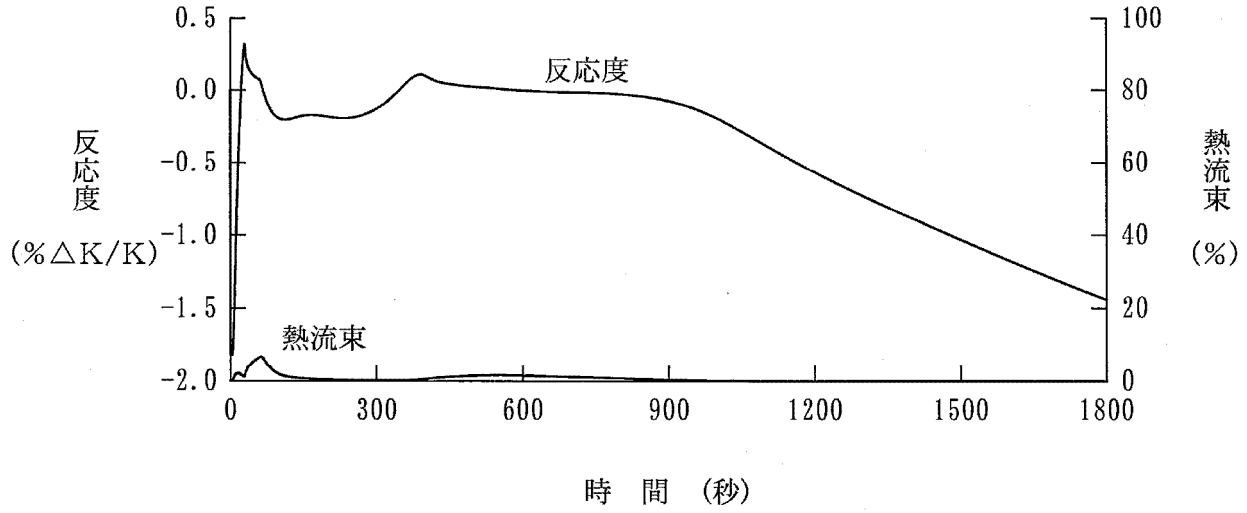
第1.15-105図　蒸気発生器への過剰給水



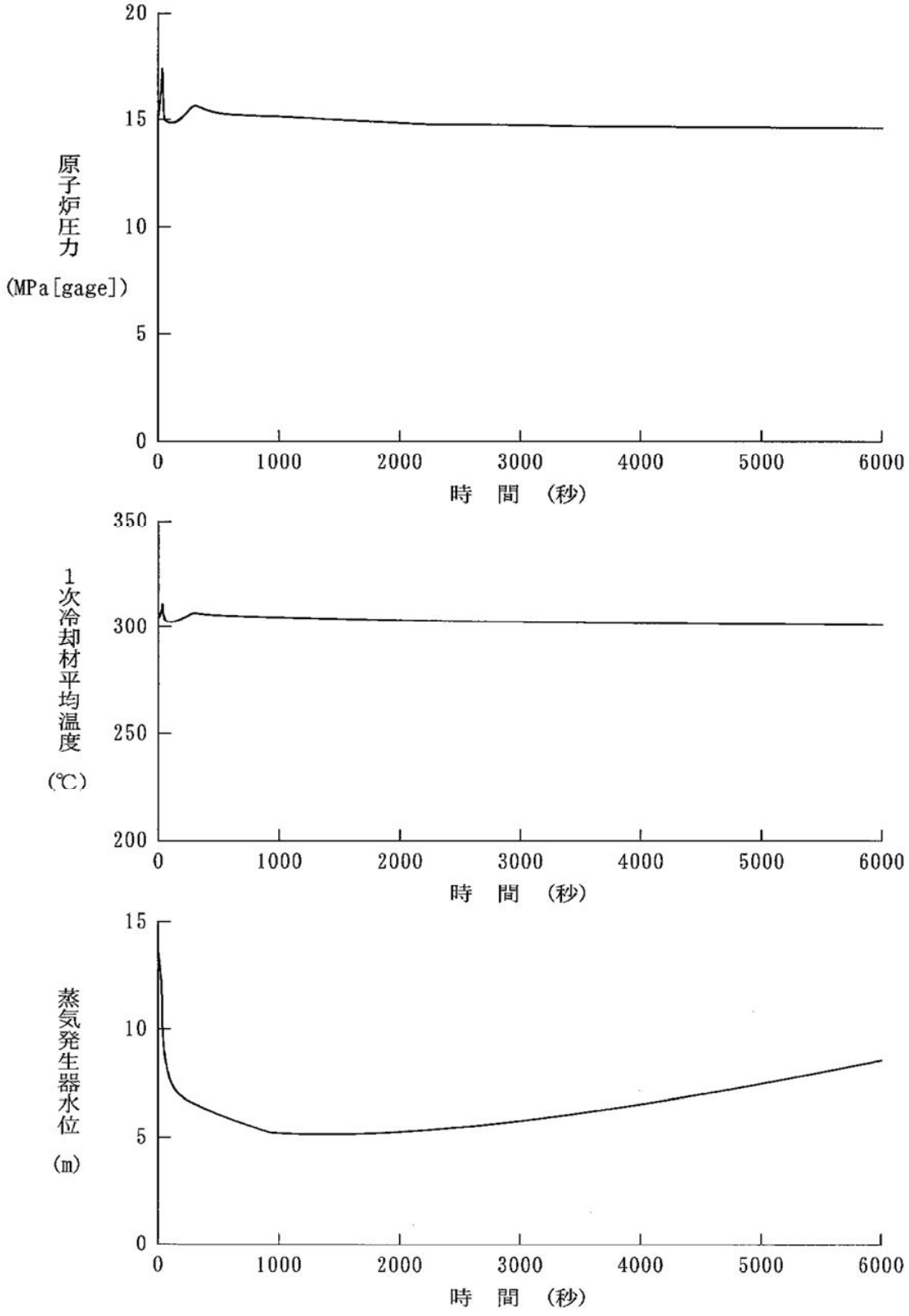


第1.15-106図　主蒸気管破断－ケースA(外部電源あり)

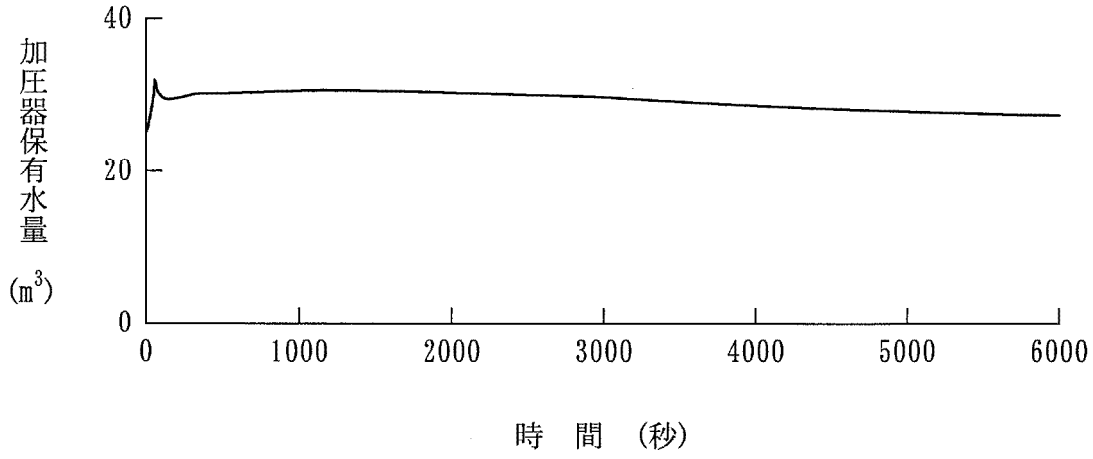




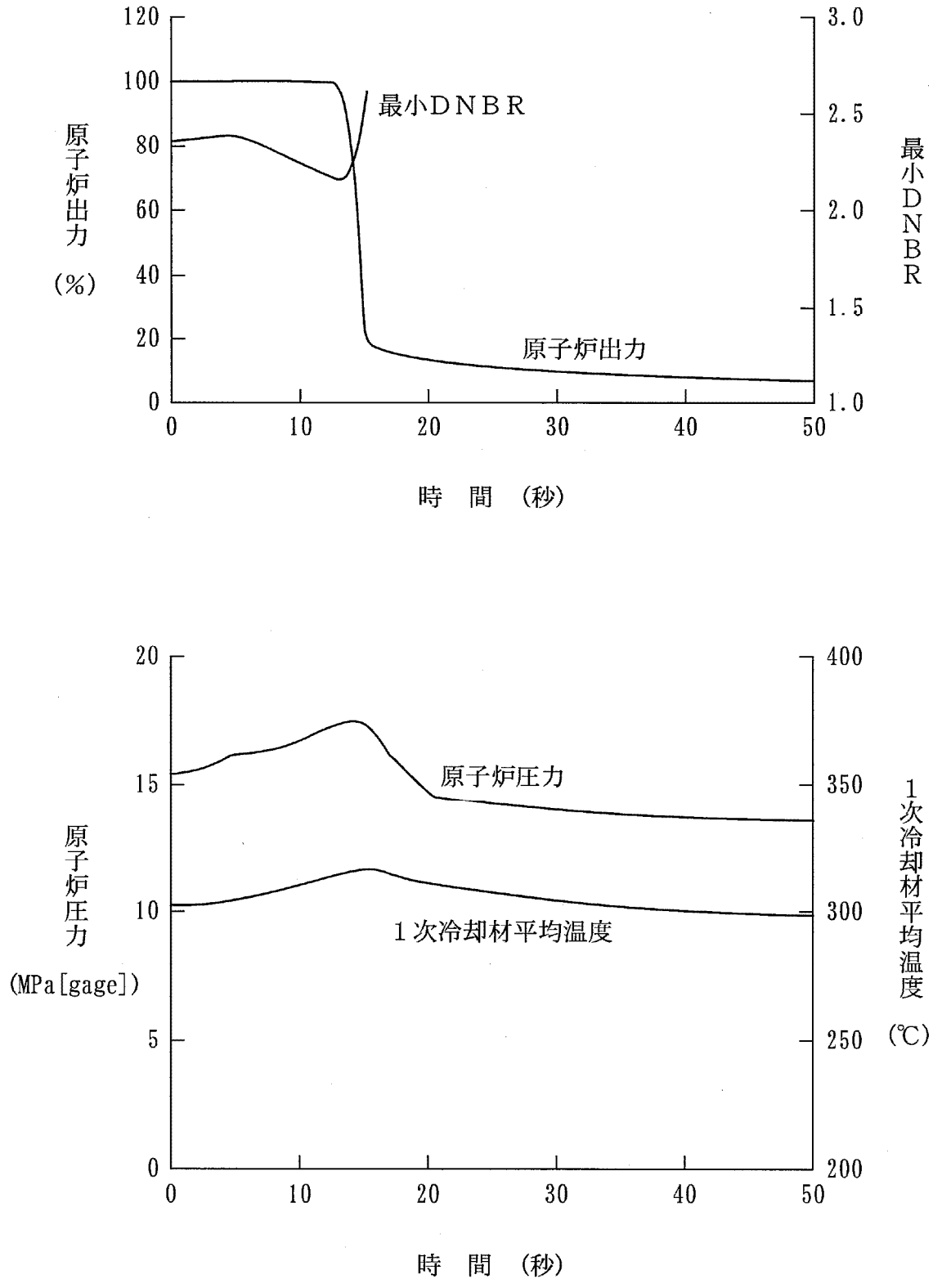
第1.15-107図　主蒸気管破断－ケースB(外部電源なし)



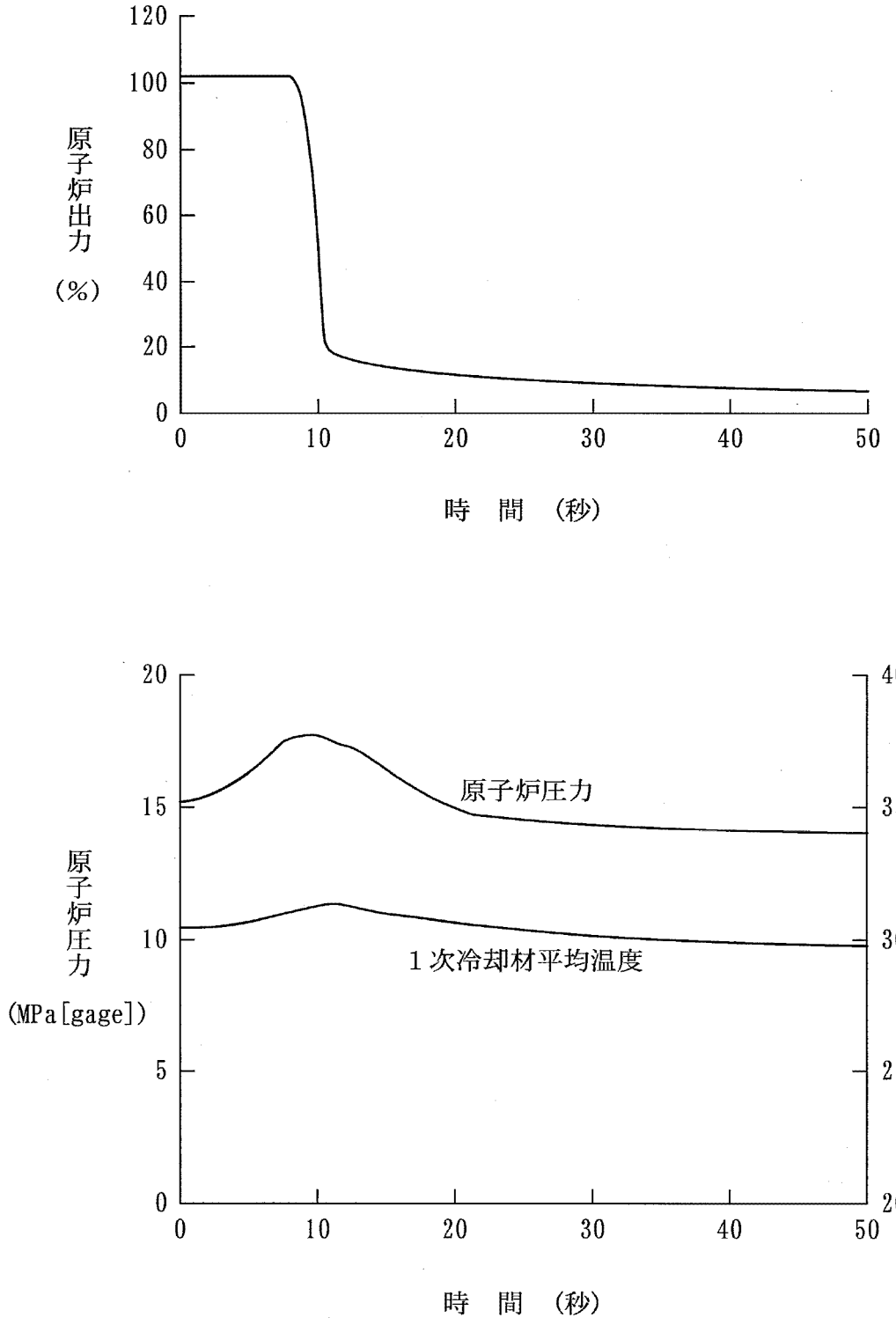
第1.15-108図　主給水流量喪失(1)



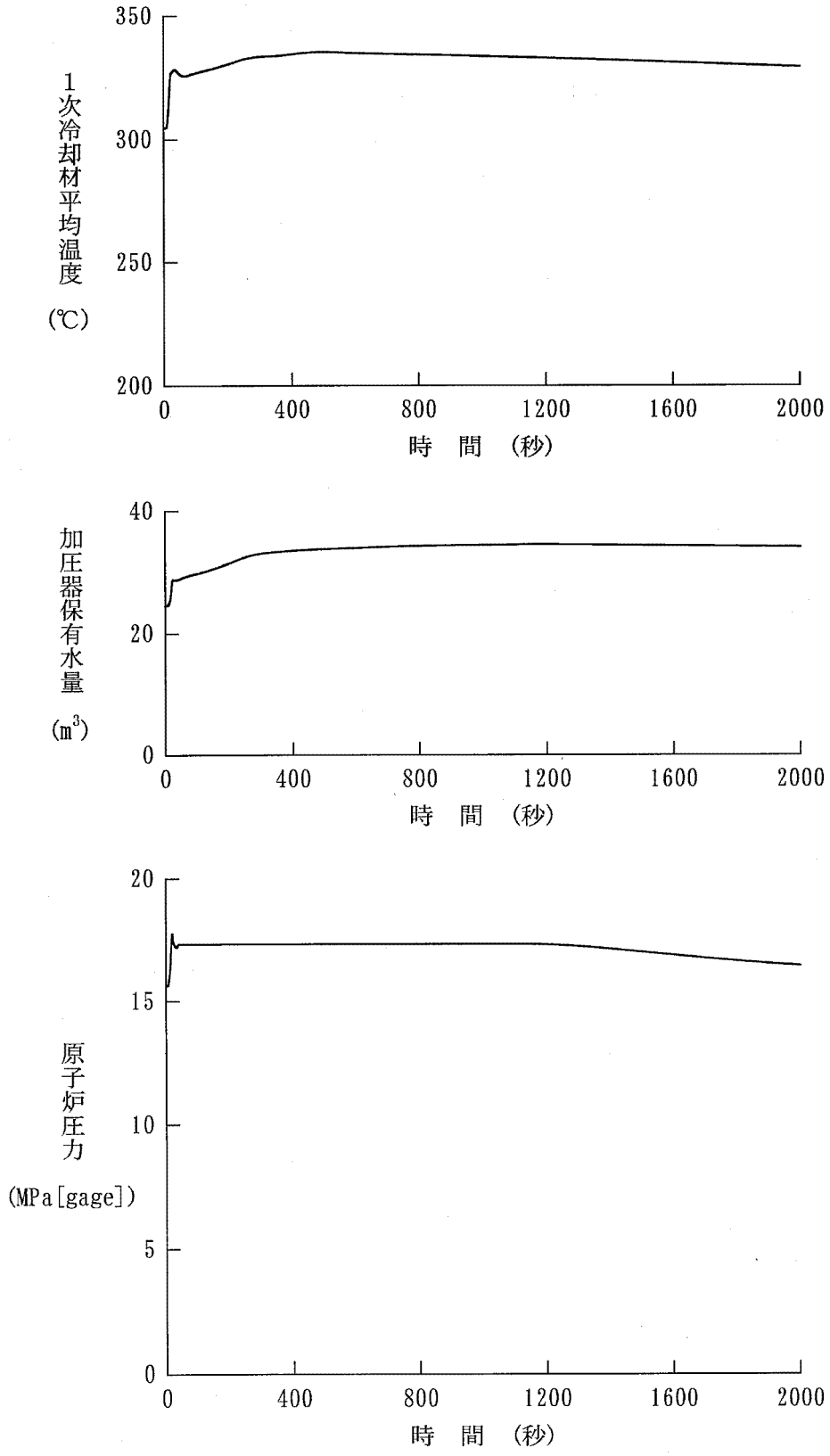
第1.15-109図　主給水流量喪失(2)



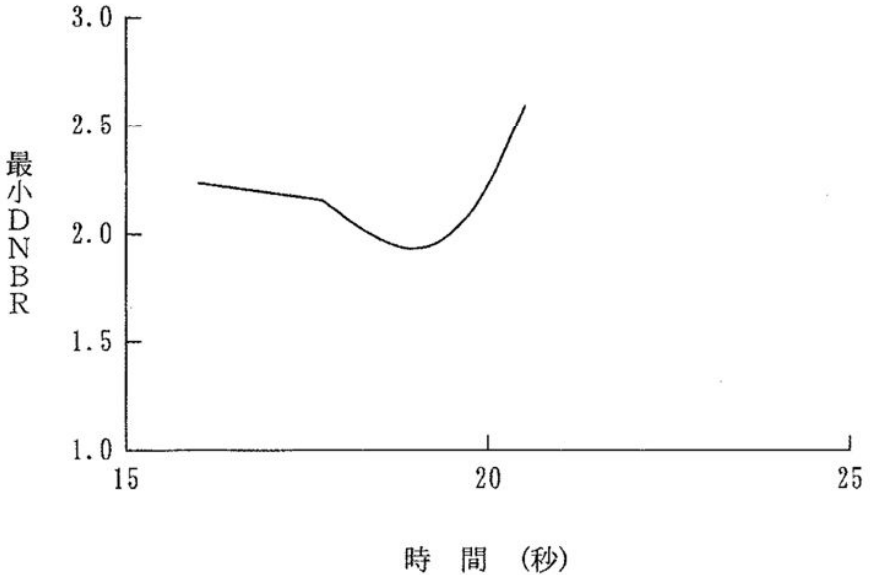
第1.15-110図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系作動



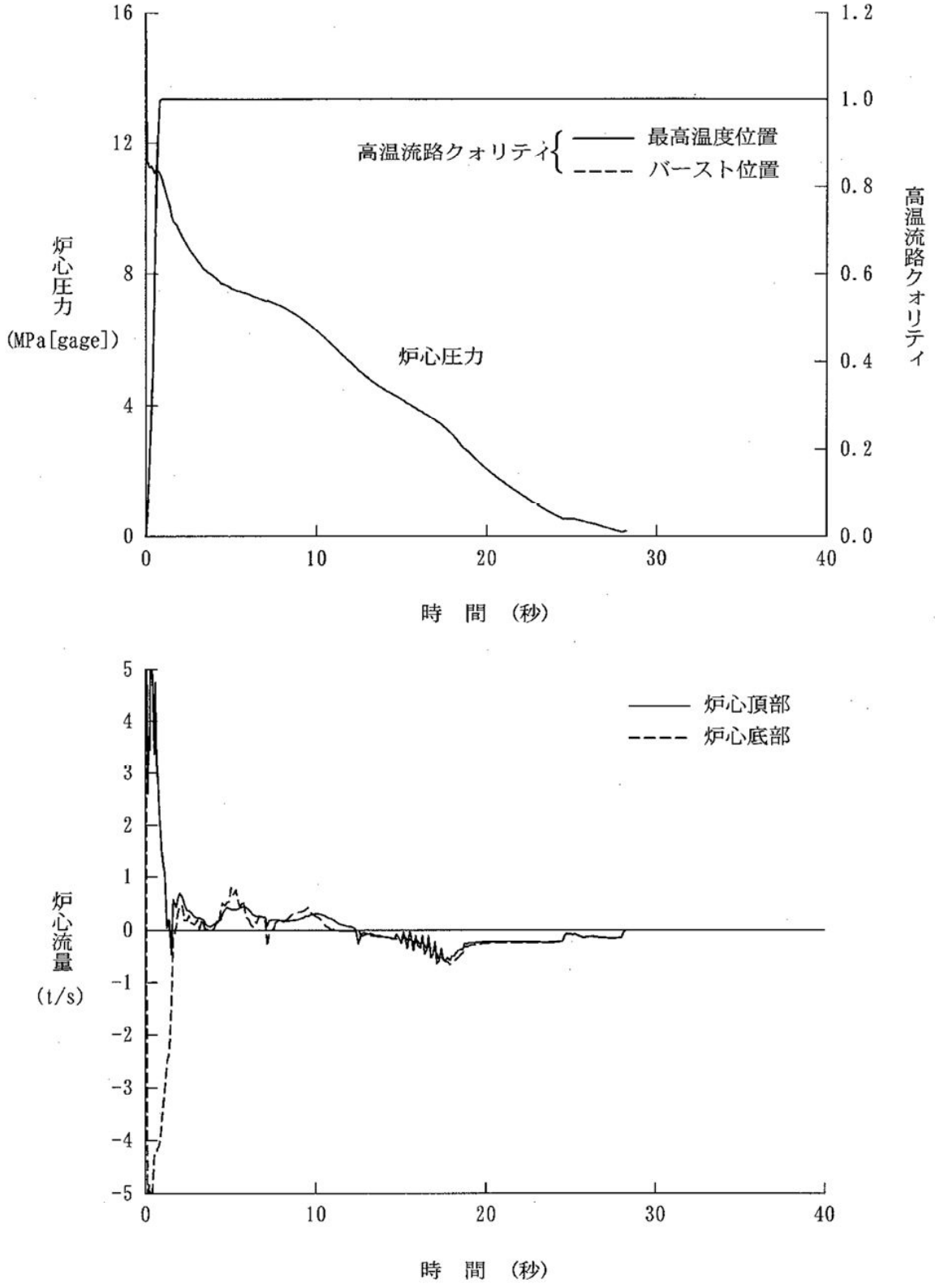
第1.15-111図　負荷の喪失－加圧器圧力制御系不作動



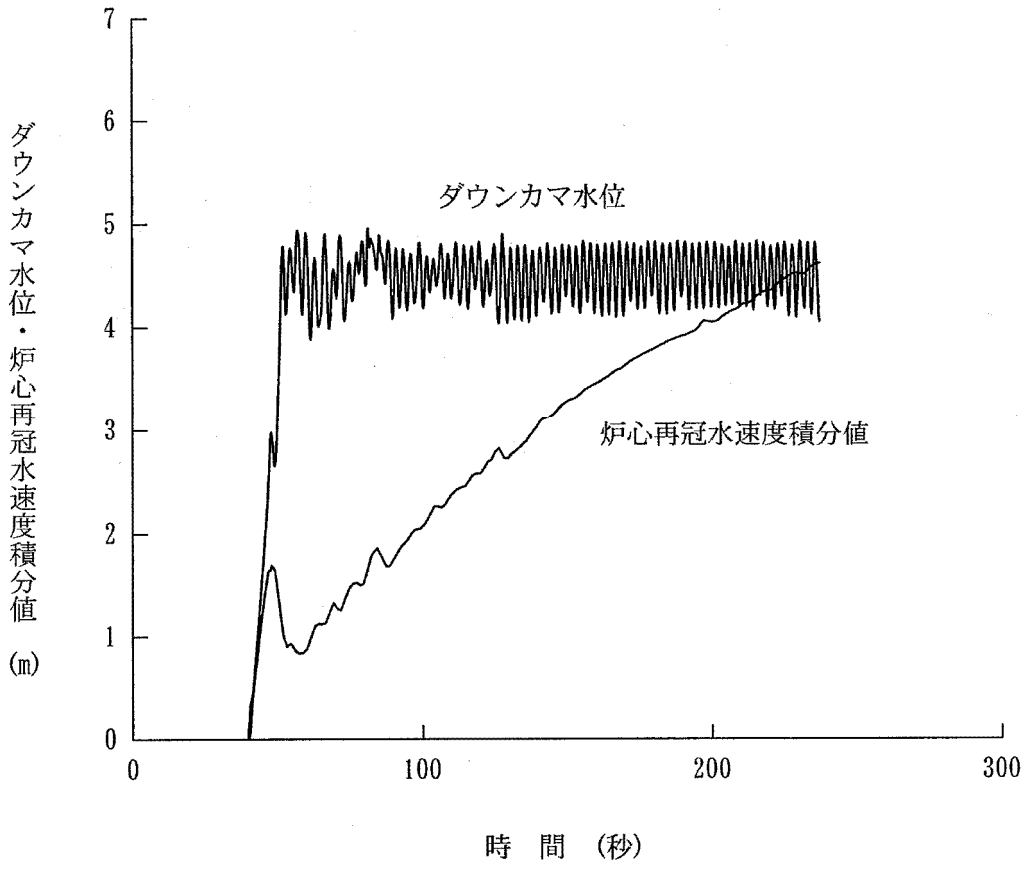
第1.15-112図　主給水管破断(1)



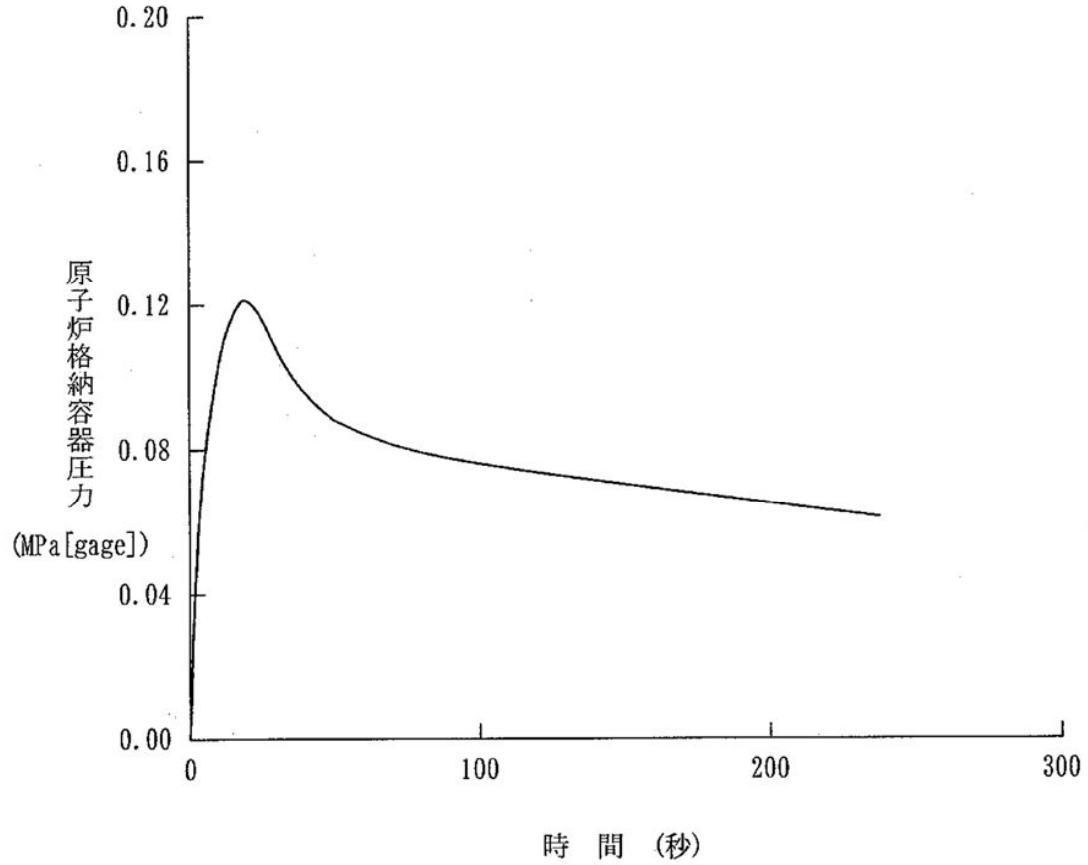
第1.15-113図　主給水管破断(2)



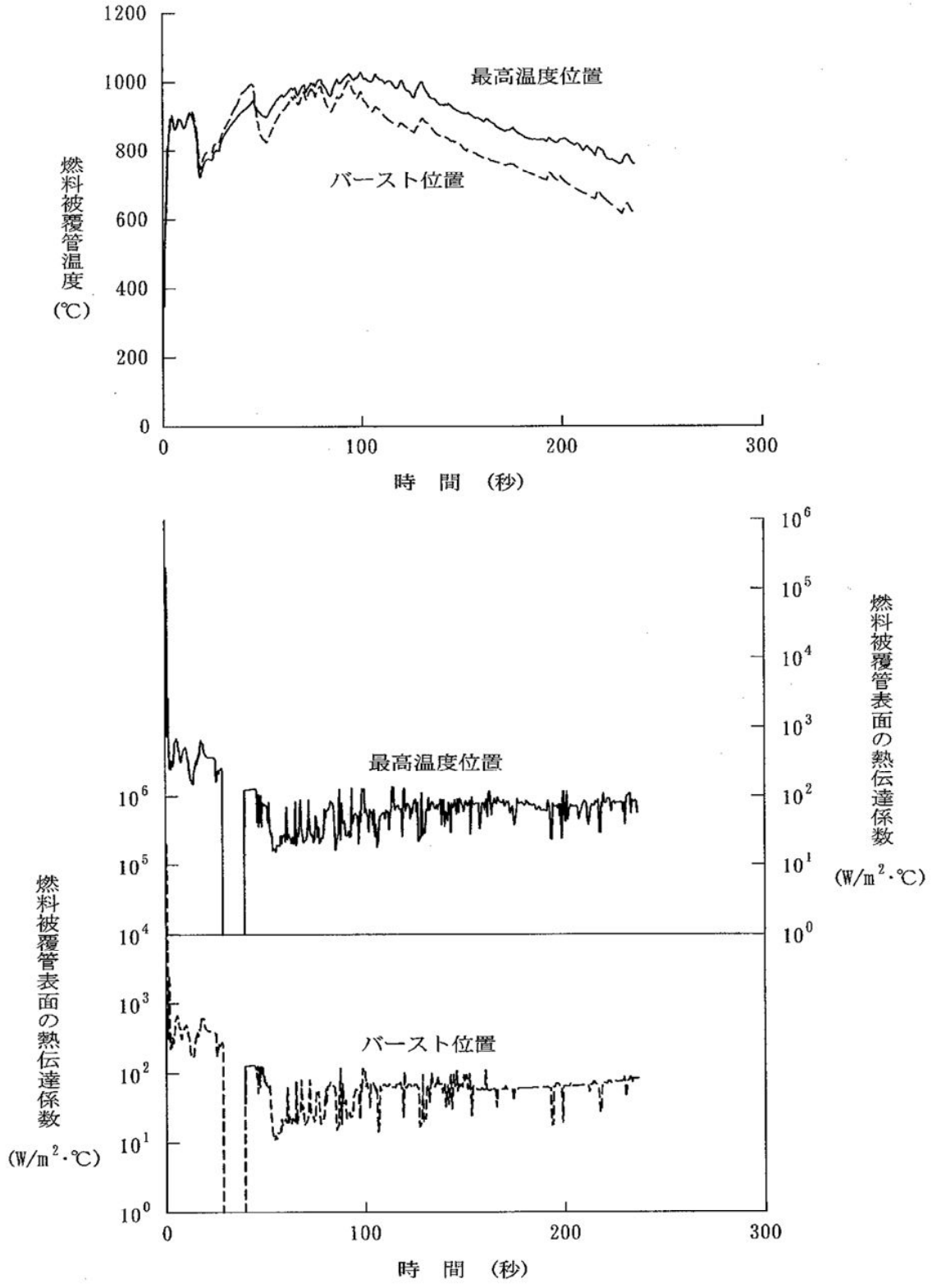
第1.15-114図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(1)



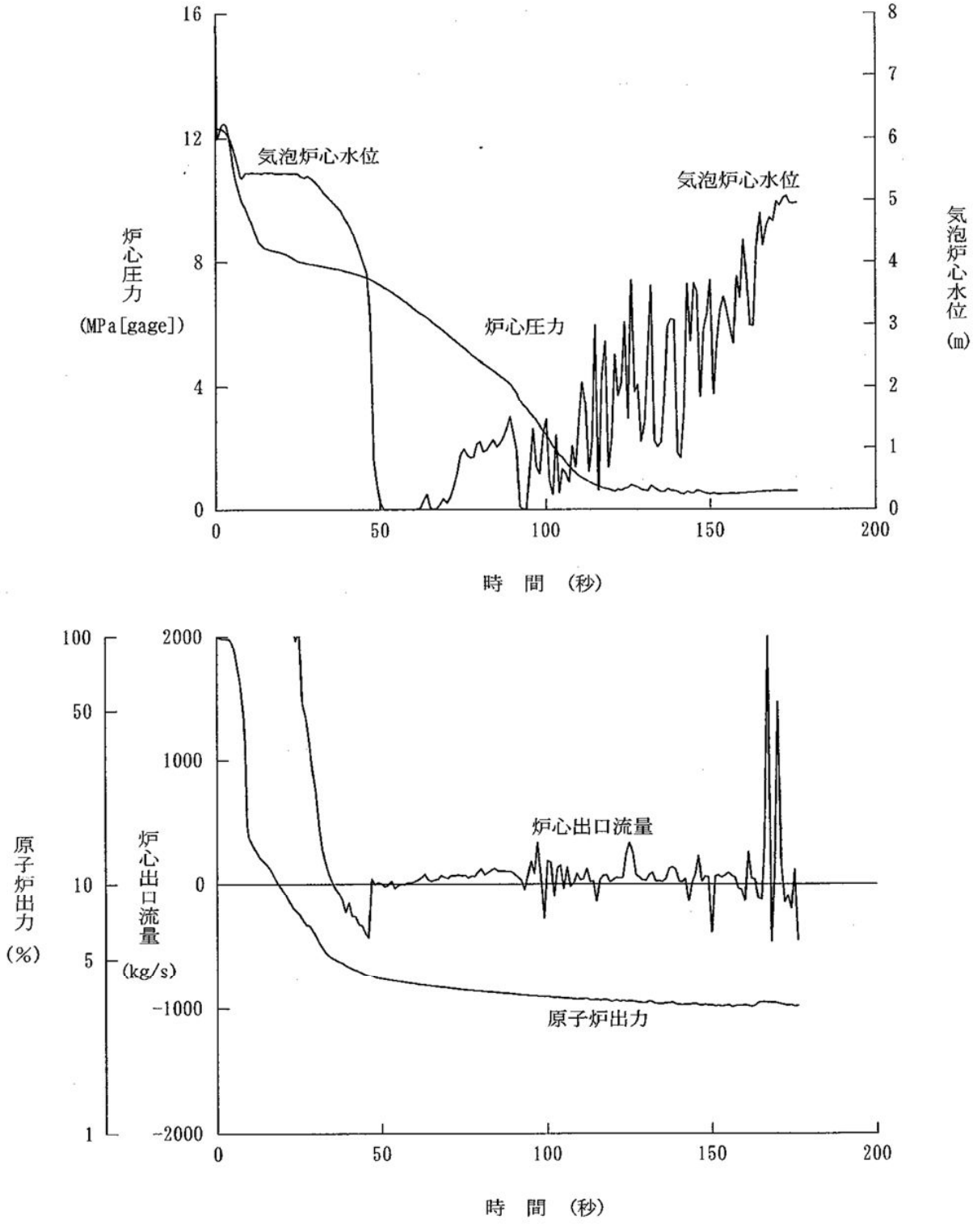
第1.15-115図 原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(2)



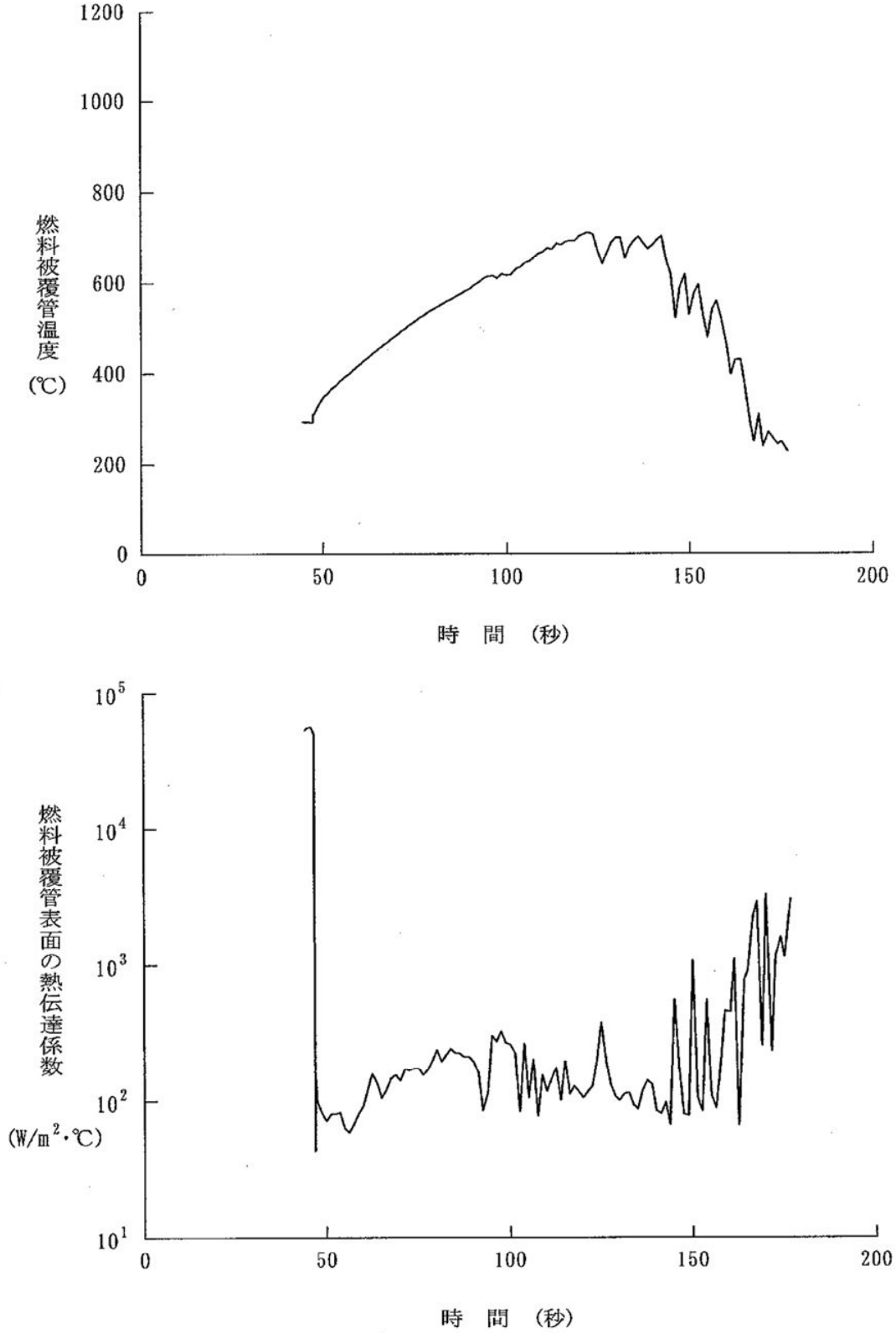
第1.15-116図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(3)



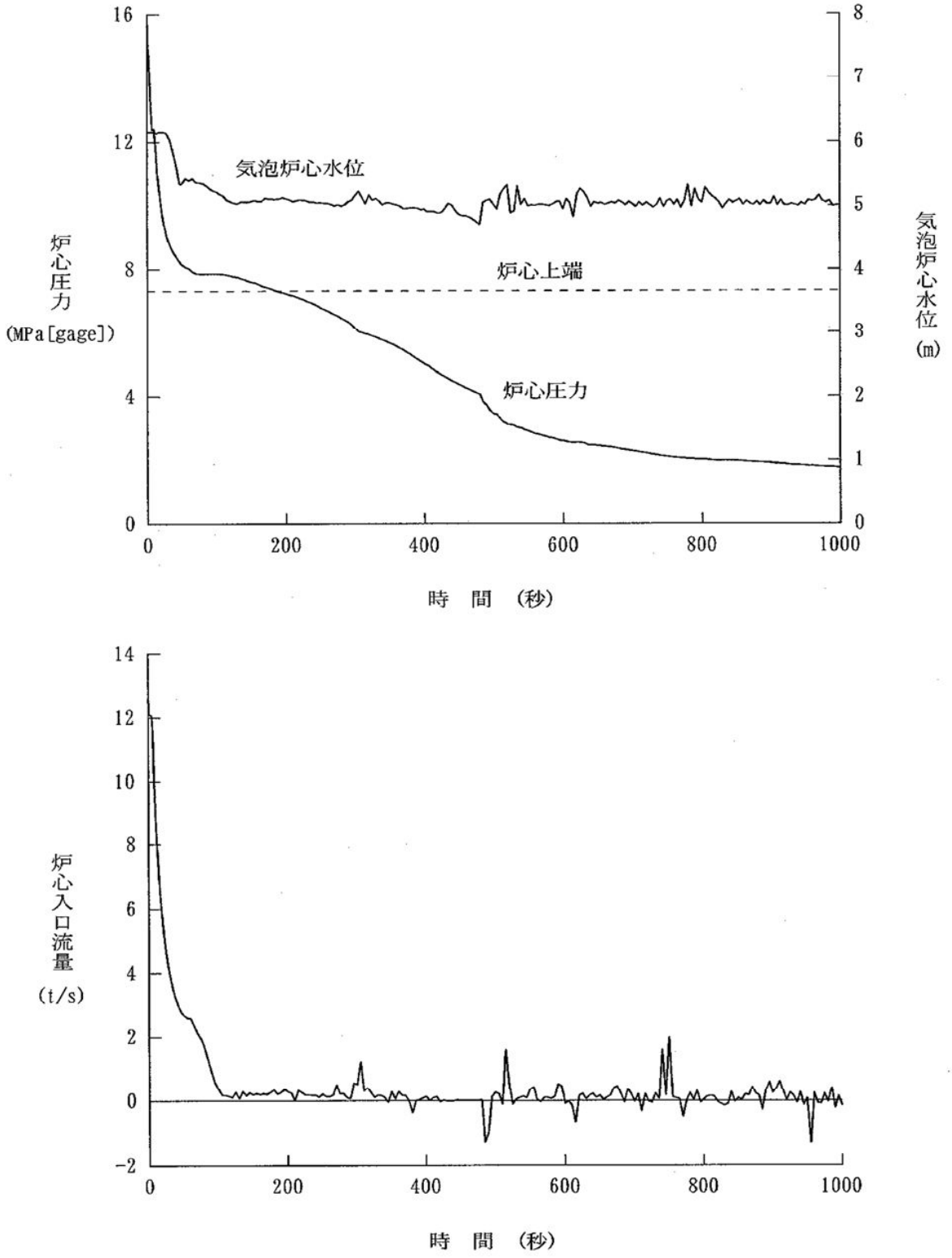
第1.15-117図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－大破断(4)



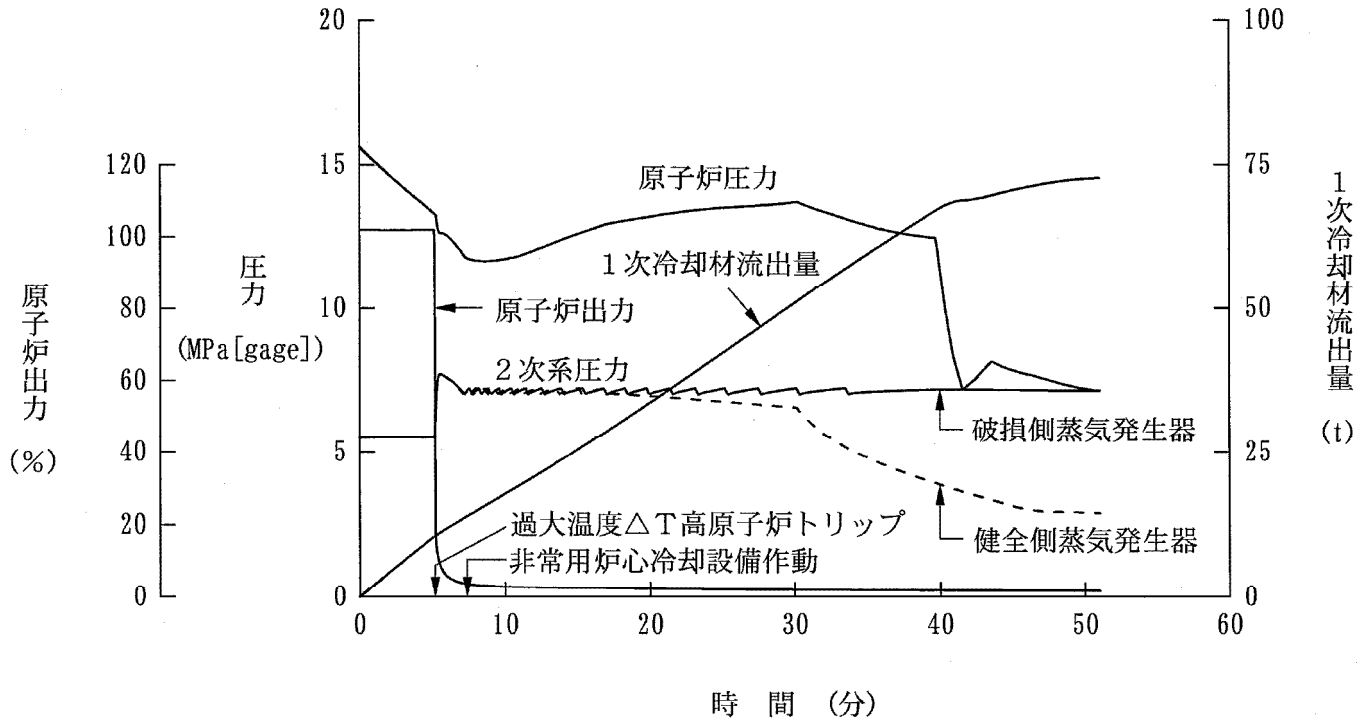
第1.15-118図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(1)－液相部破断



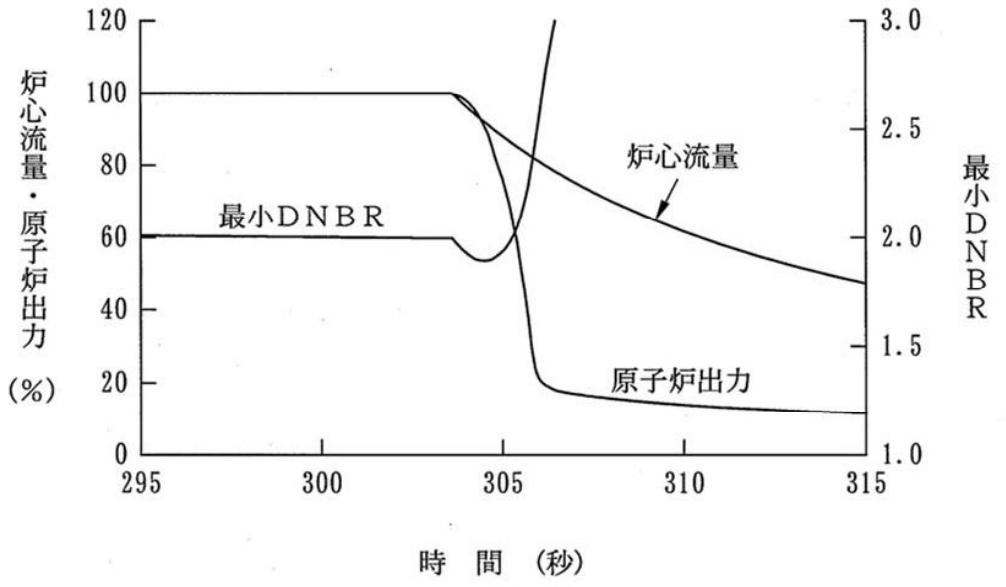
第1.15-119図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(2)－液相部破断



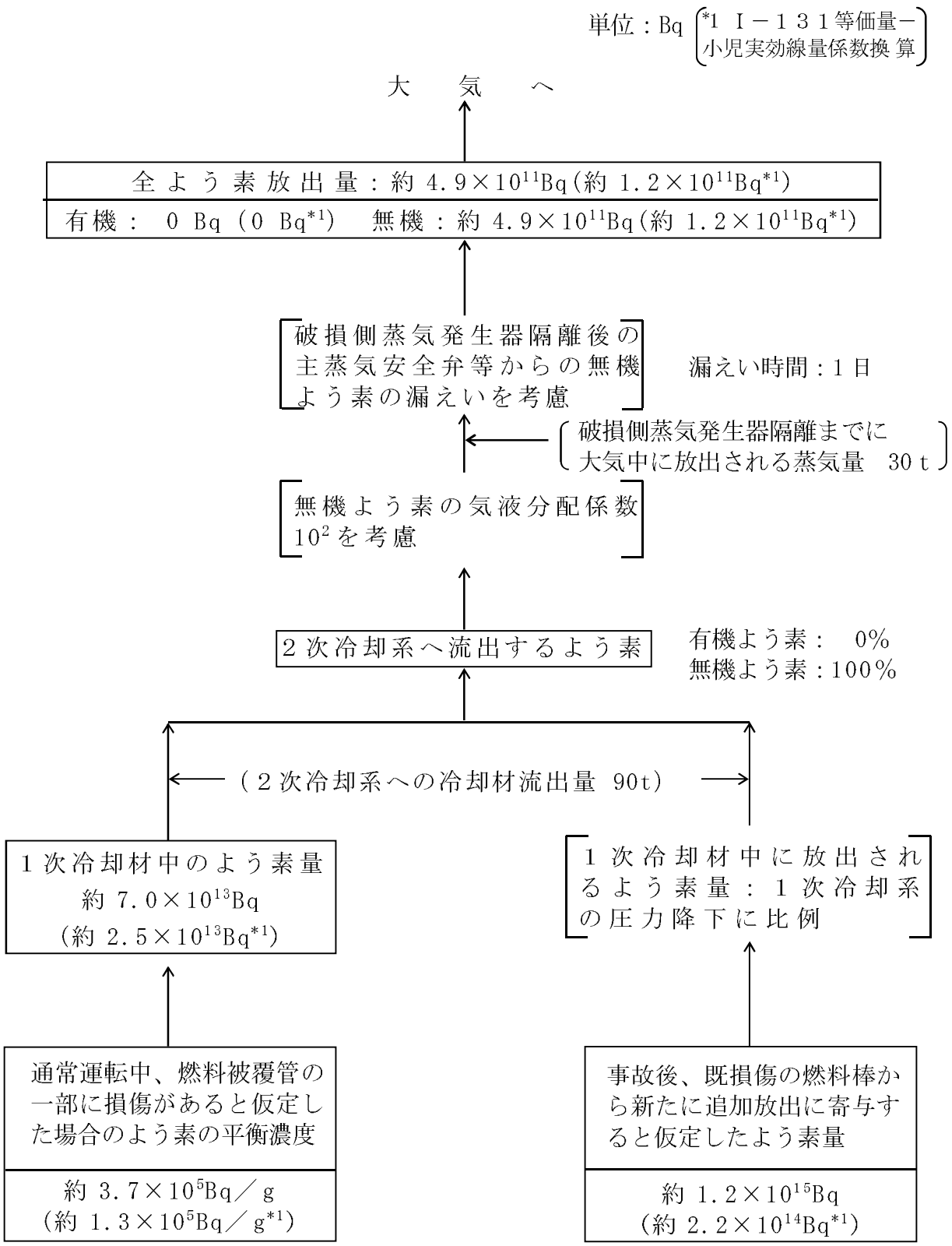
第1.15-120図　原子炉冷却材喪失－非常用炉心冷却設備性能評価解析
－小破断(3)－気相部破断



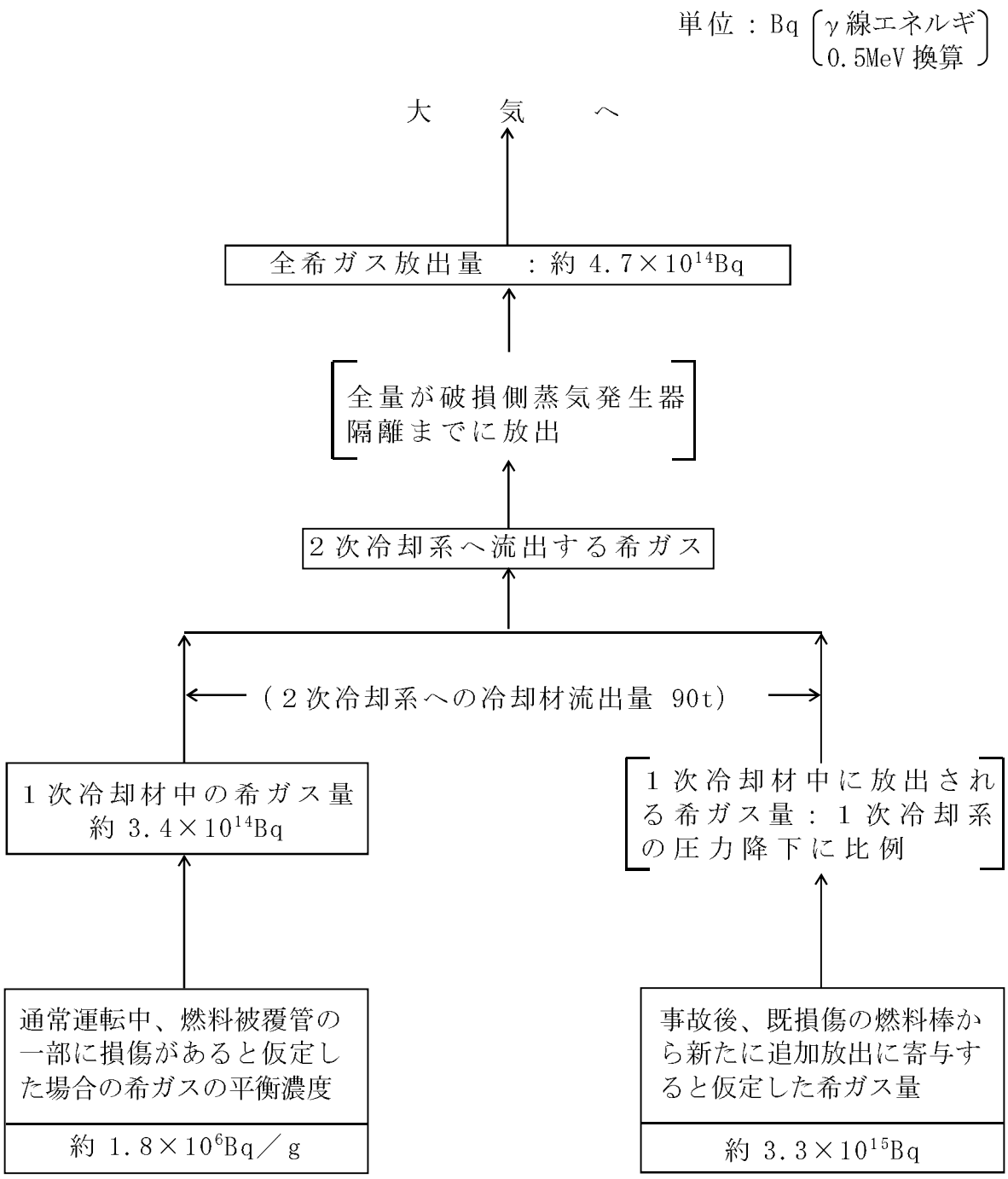
第1.15-121図 蒸気発生器伝熱管破損(1)



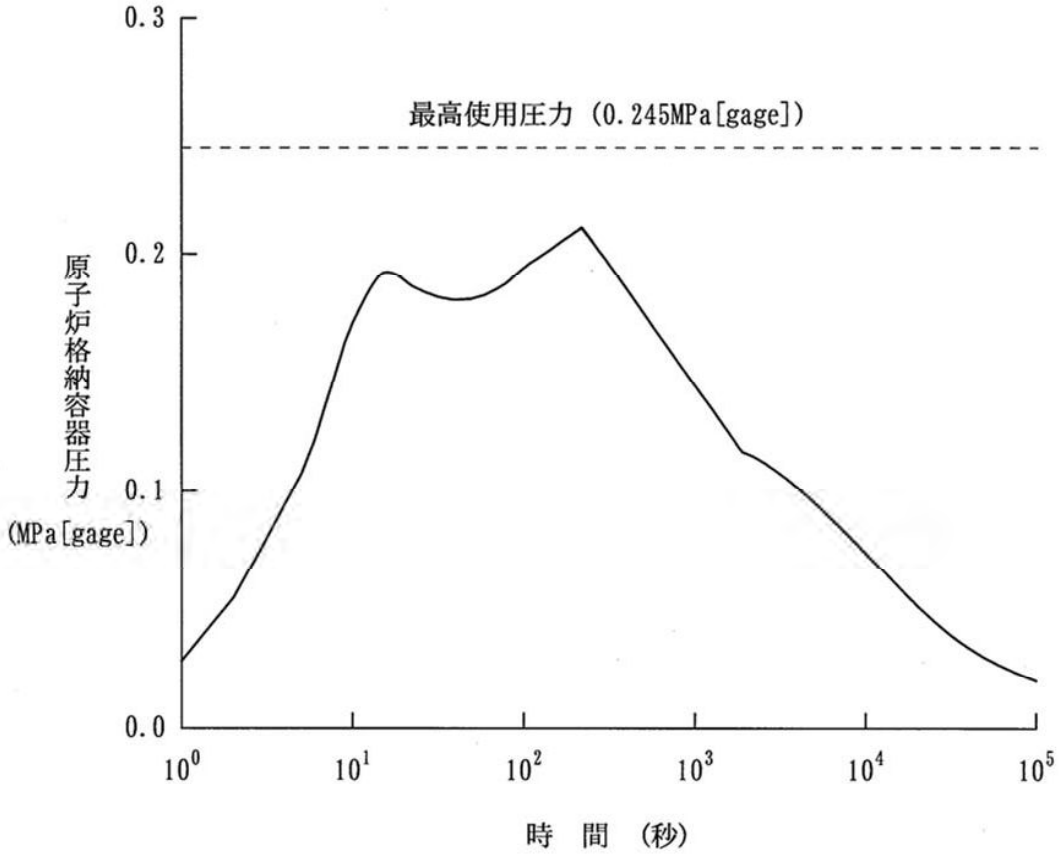
第1.15-122図　蒸気発生器伝熱管破損(2)



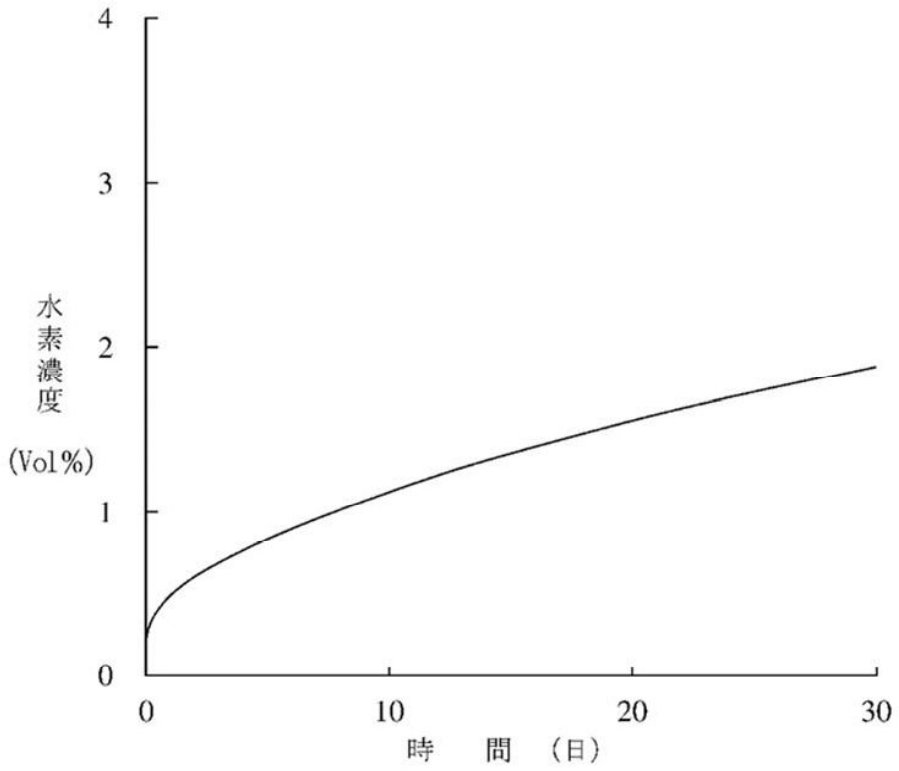
第1.15-123図　蒸気発生器伝熱管破損時のよう素の大気放出過程



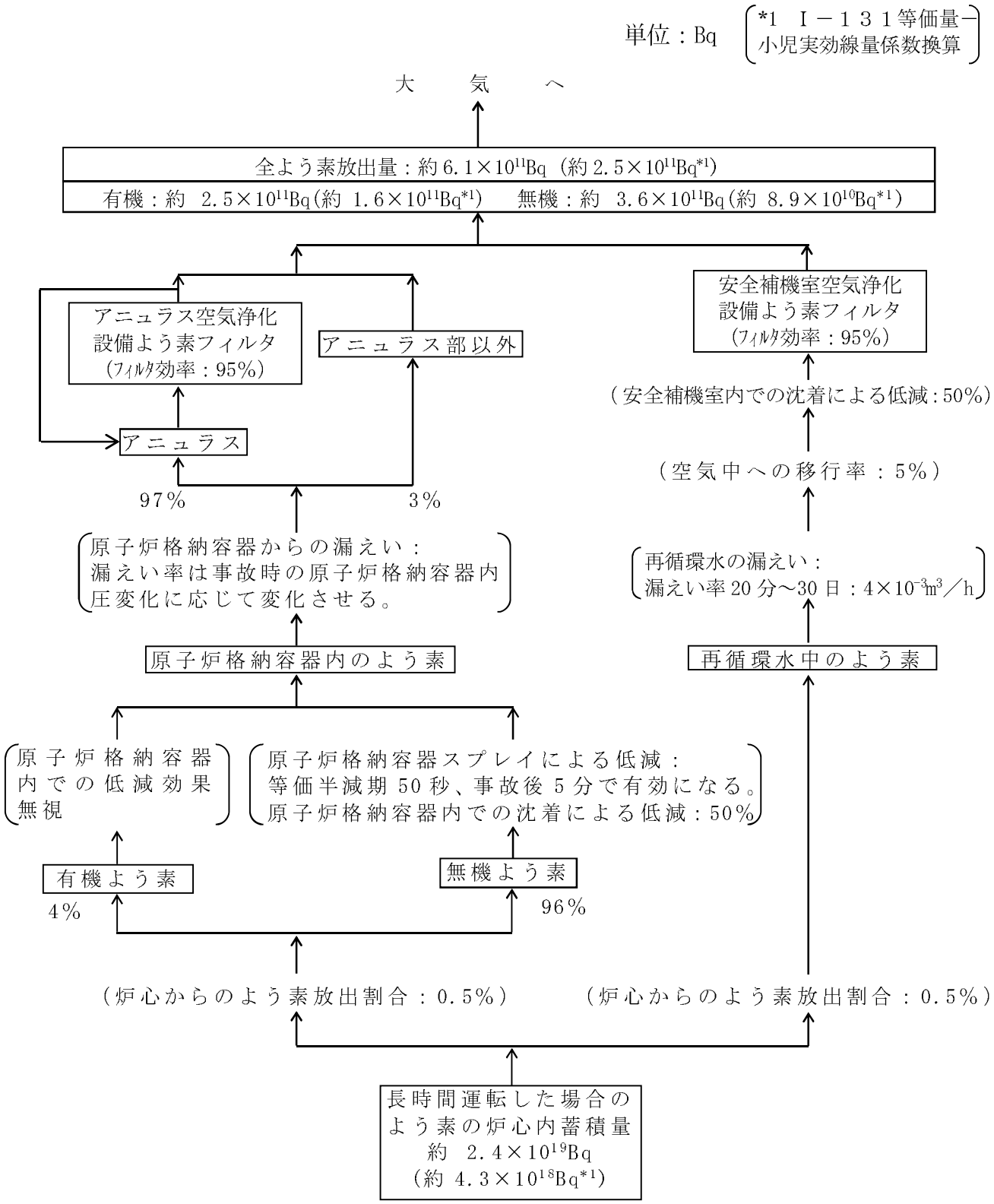
第1.15-124図　蒸気発生器伝熱管破損時の希ガスの大気放出過程



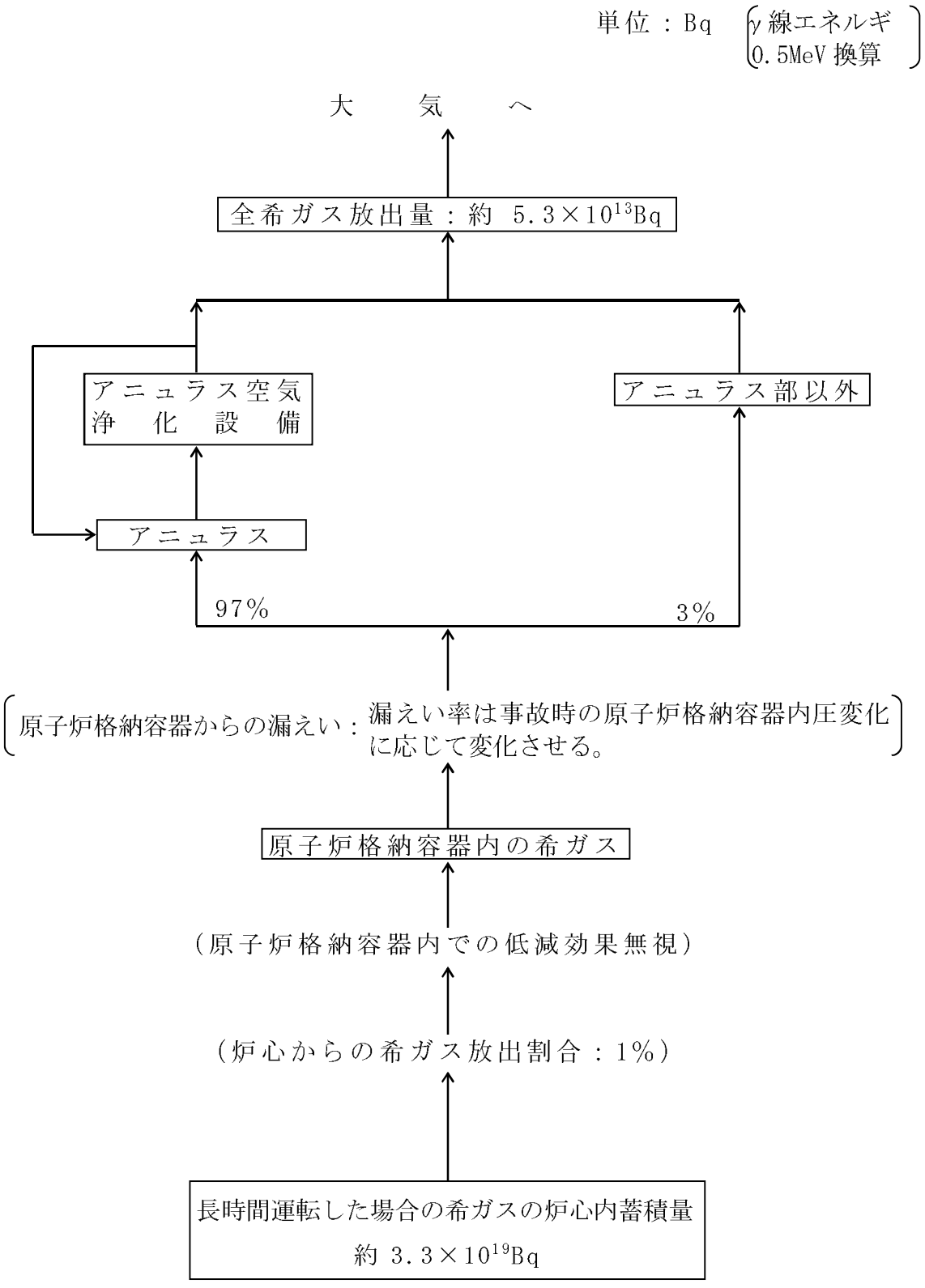
第1.15-125図 原子炉冷却材喪失－原子炉格納容器健全性評価用内圧解析



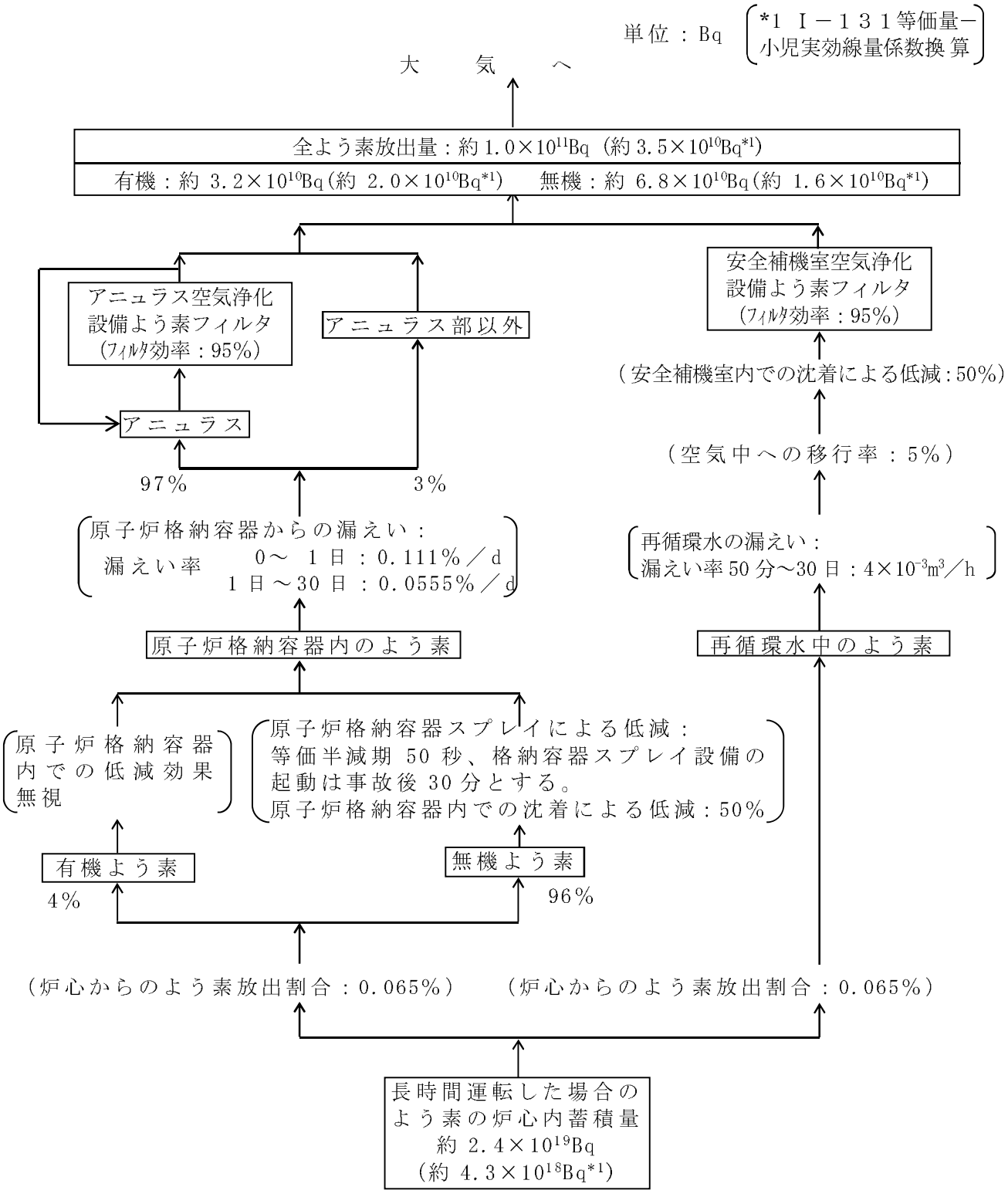
第1.15-126図　可燃性ガスの発生－原子炉格納容器内の水素濃度評価



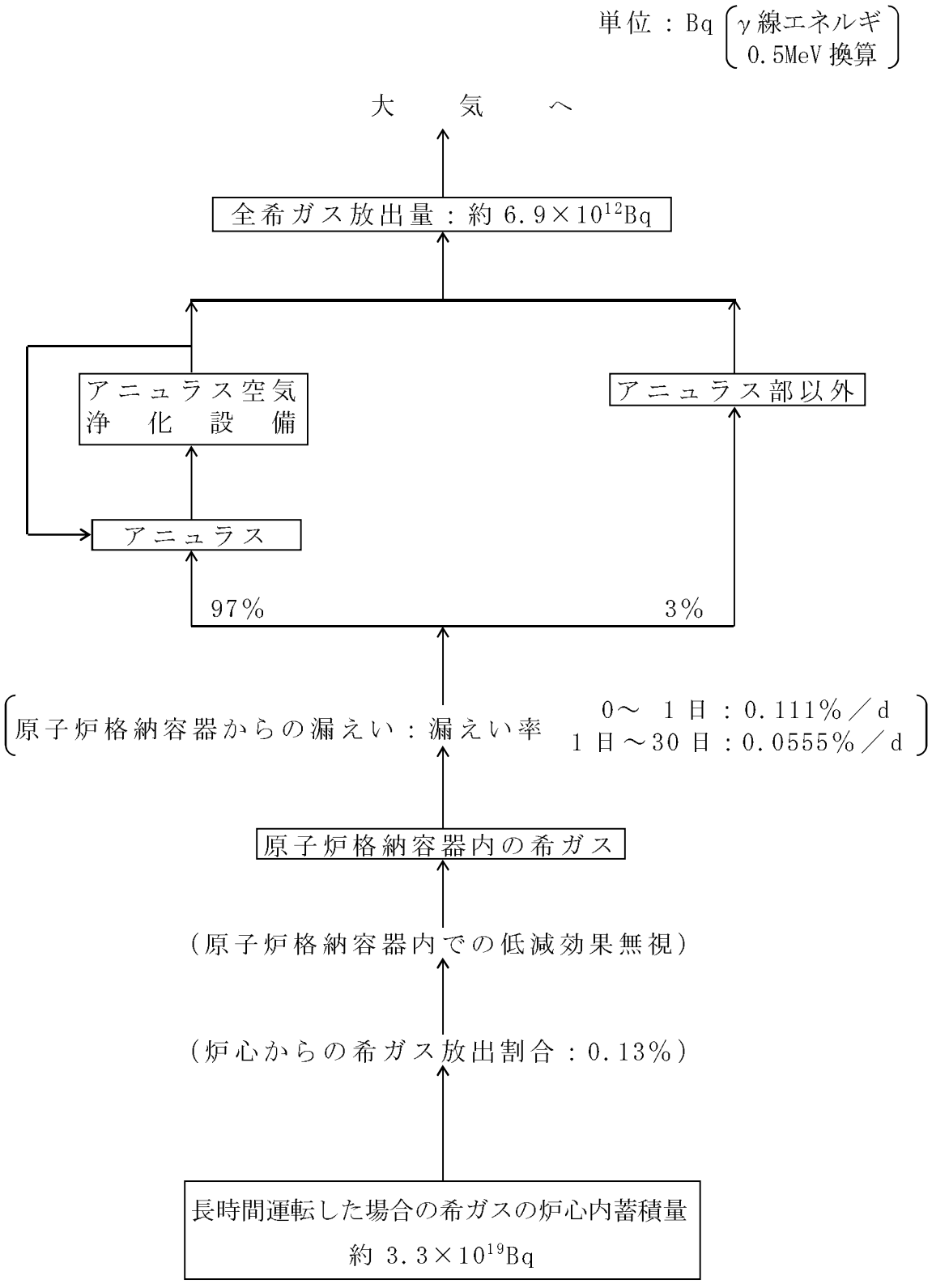
第1.15-127図 原子炉冷却材喪失時のよう素の大気放出過程



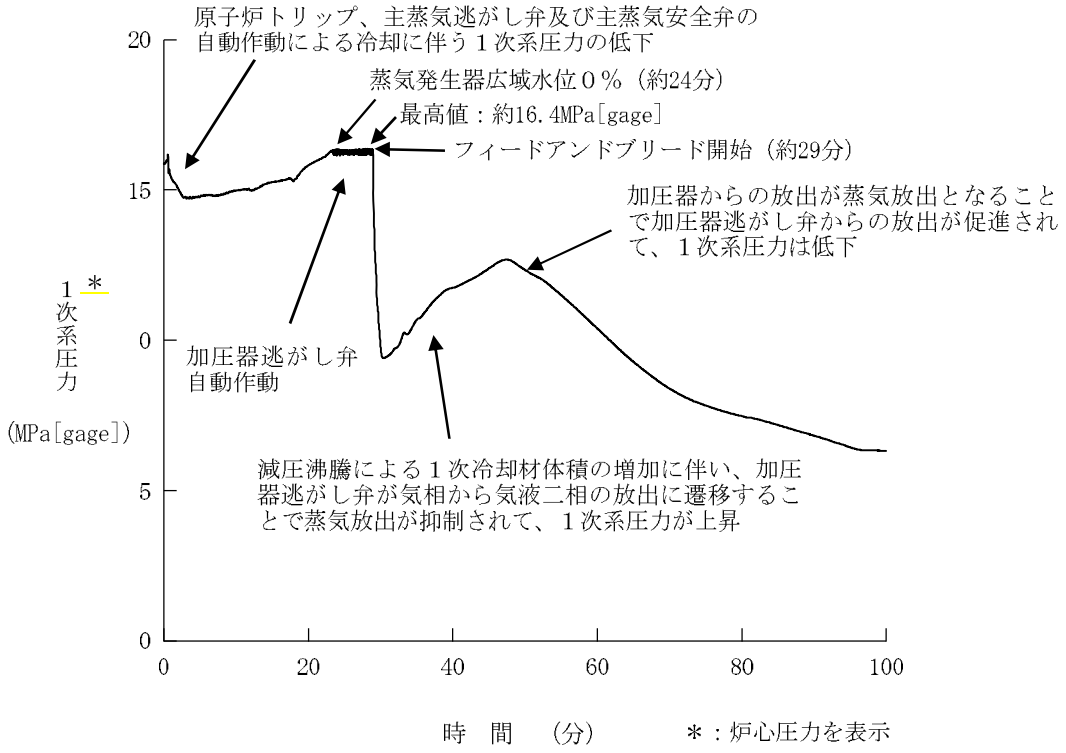
第1.15-128図　原子炉冷却材喪失時の希ガスの大気放出過程



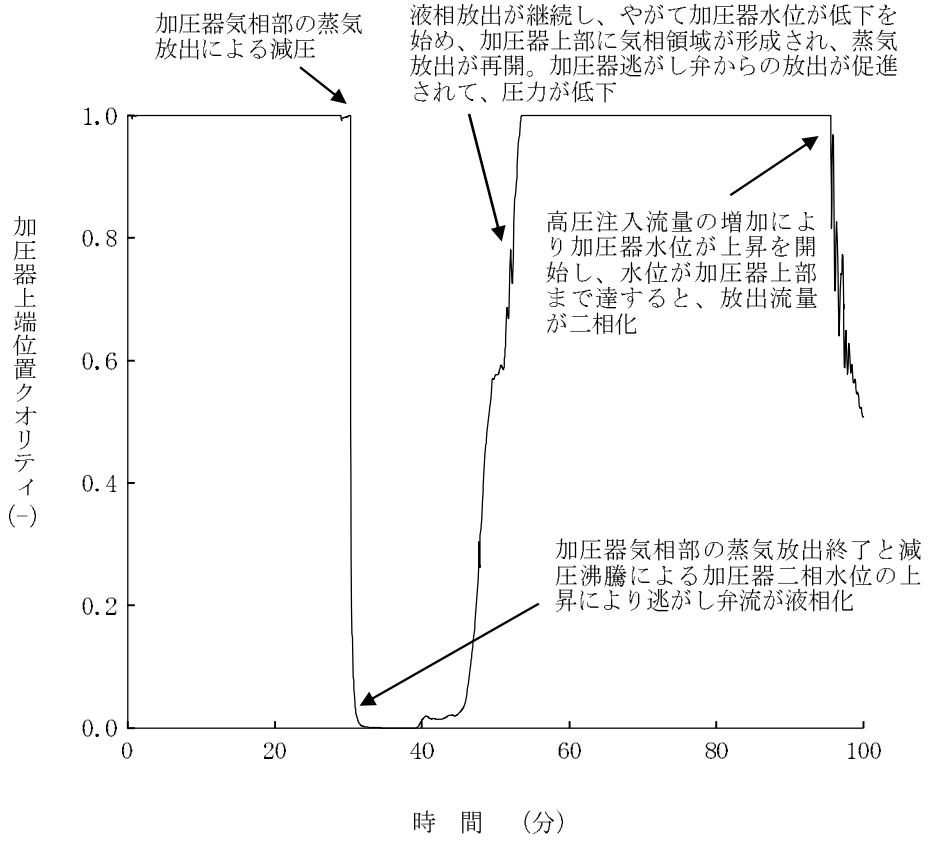
第1.15-129図　制御棒飛び出し時のよう素の大気放出過程



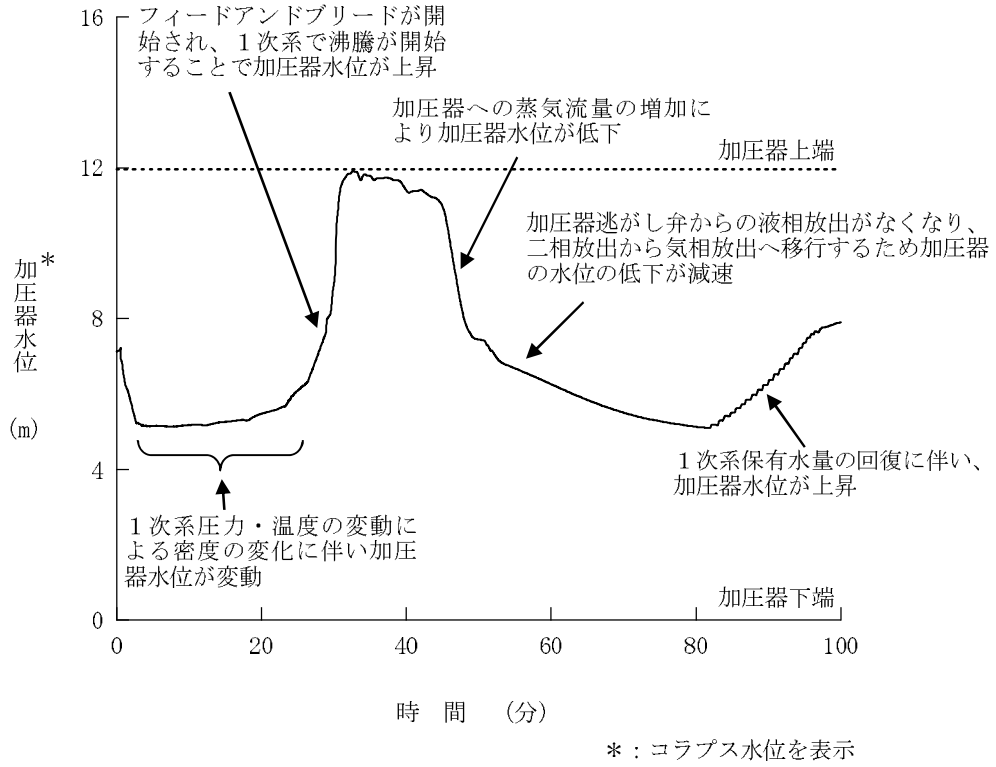
第1.15-130図　制御棒飛び出し時の希ガスの大気放出過程



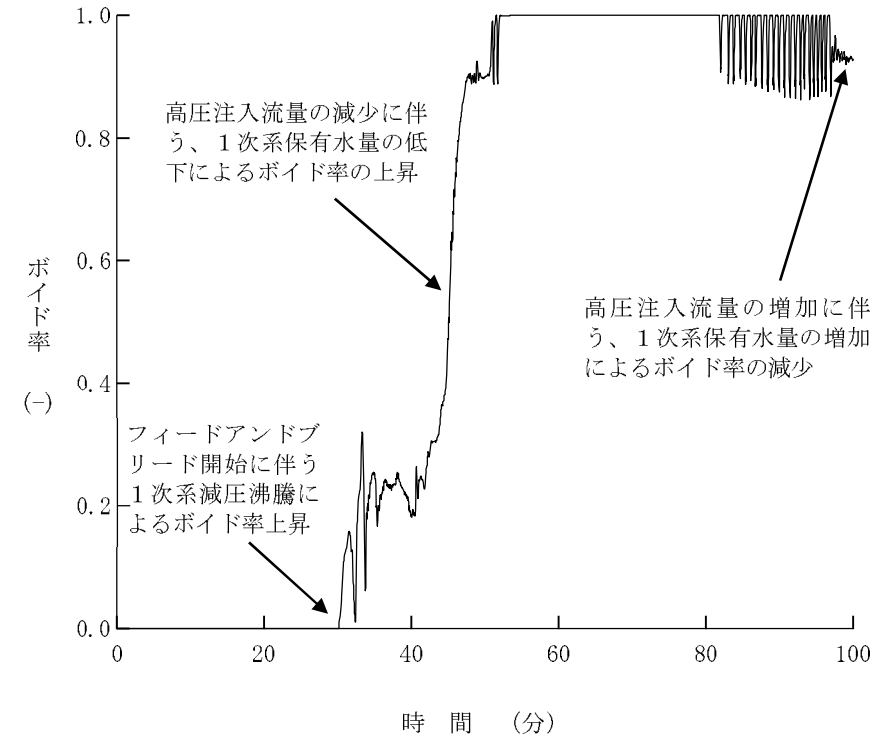
第1.5-131図　1次系圧力の推移



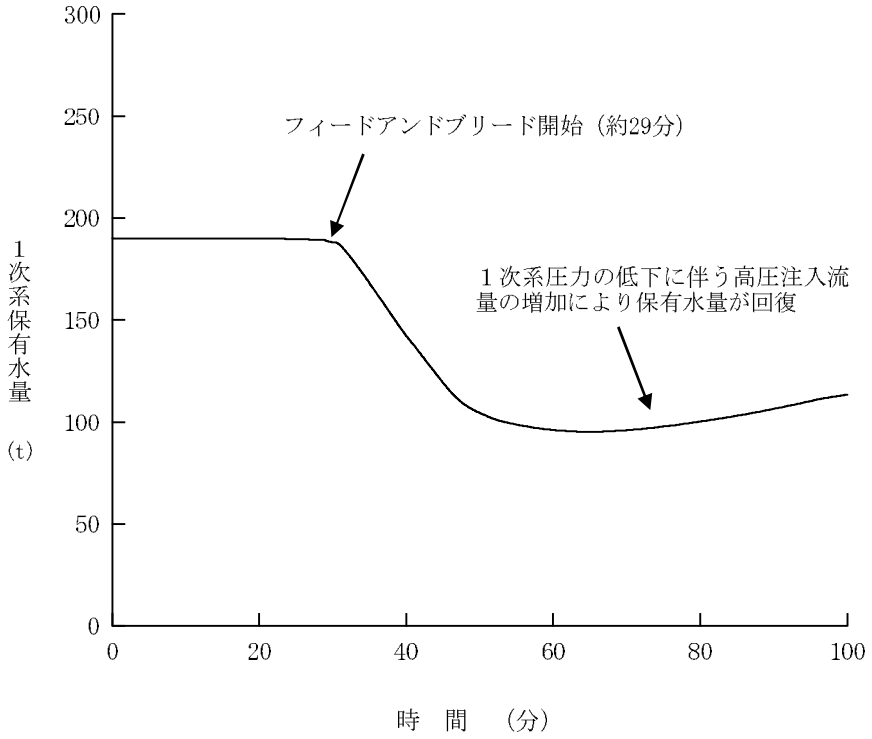
第1.5-132図　加圧器上端部クオリティの推移



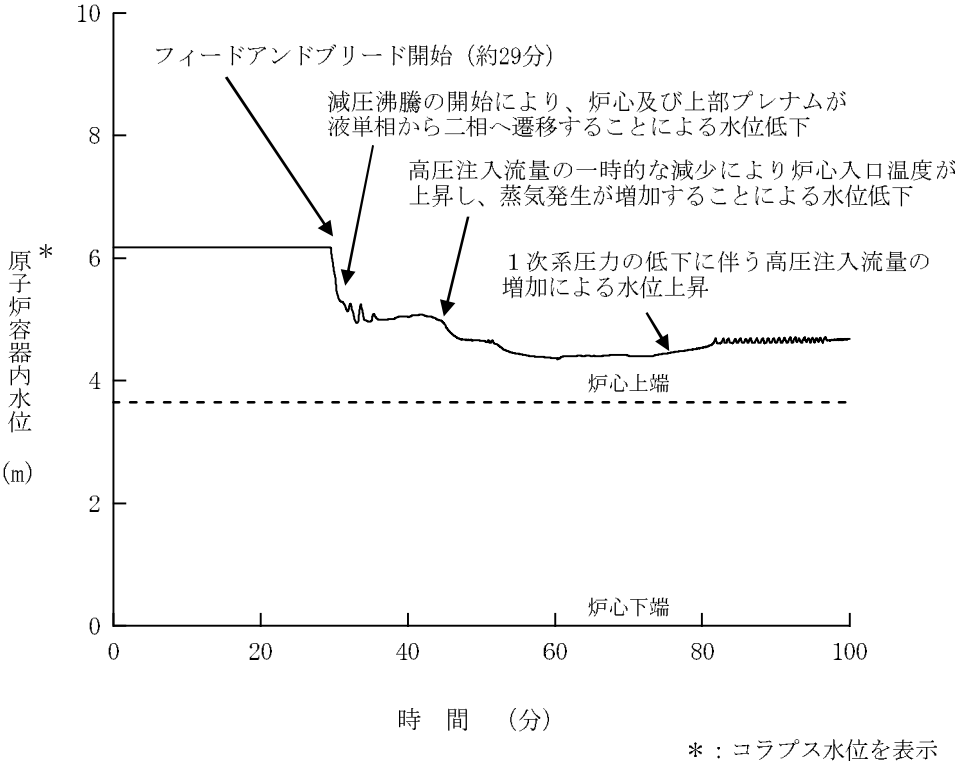
第1.5-133図　加圧器水位の推移



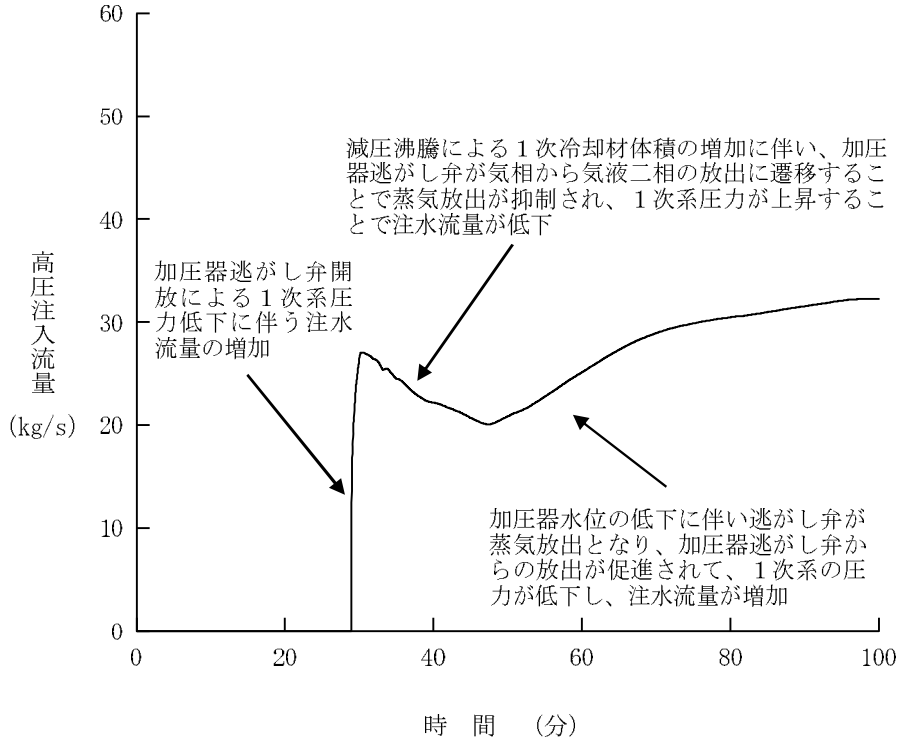
第1.5-134図　高温側配管・加圧器サージライン接続部ボイド率の推移



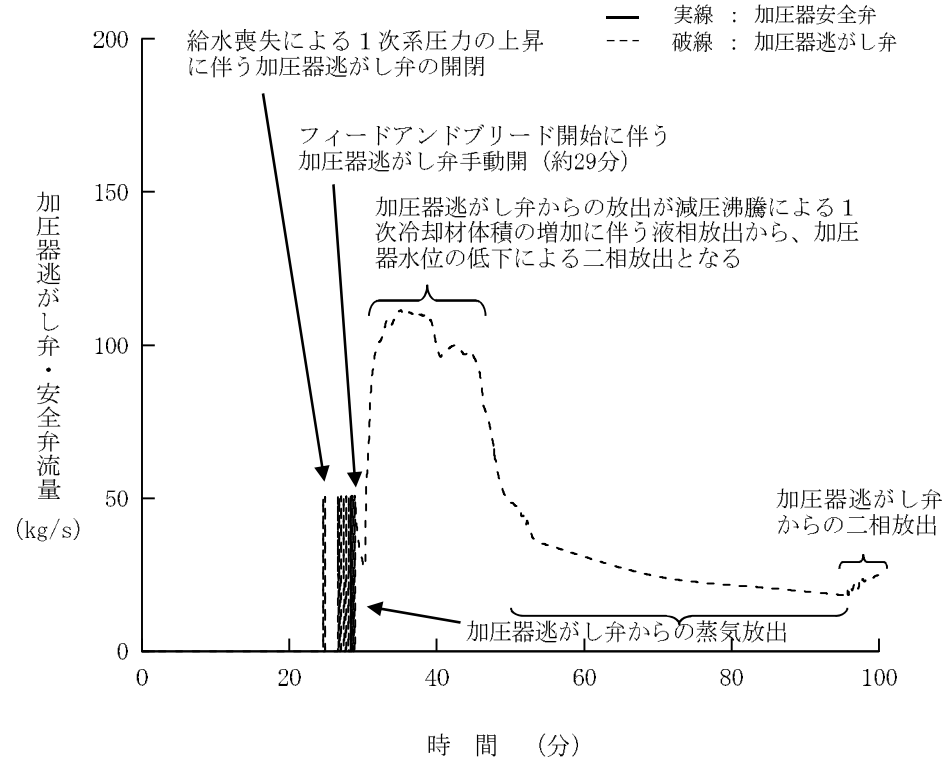
第1.5-135図　1次系保有水量の推移



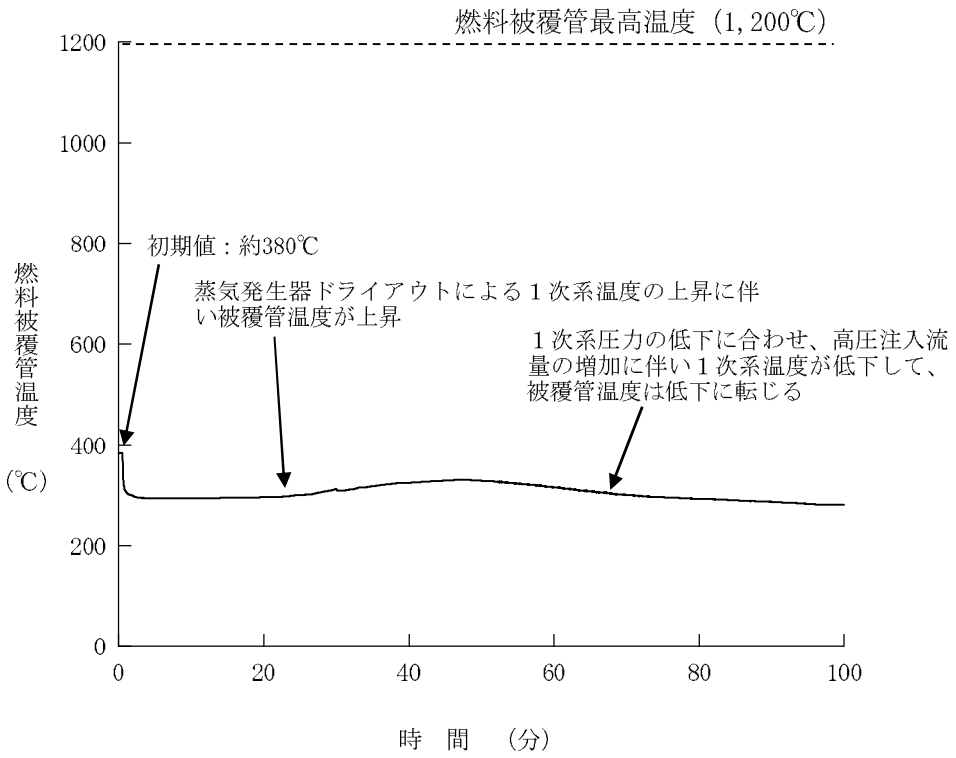
第1.5-136図　原子炉容器内水位の推移



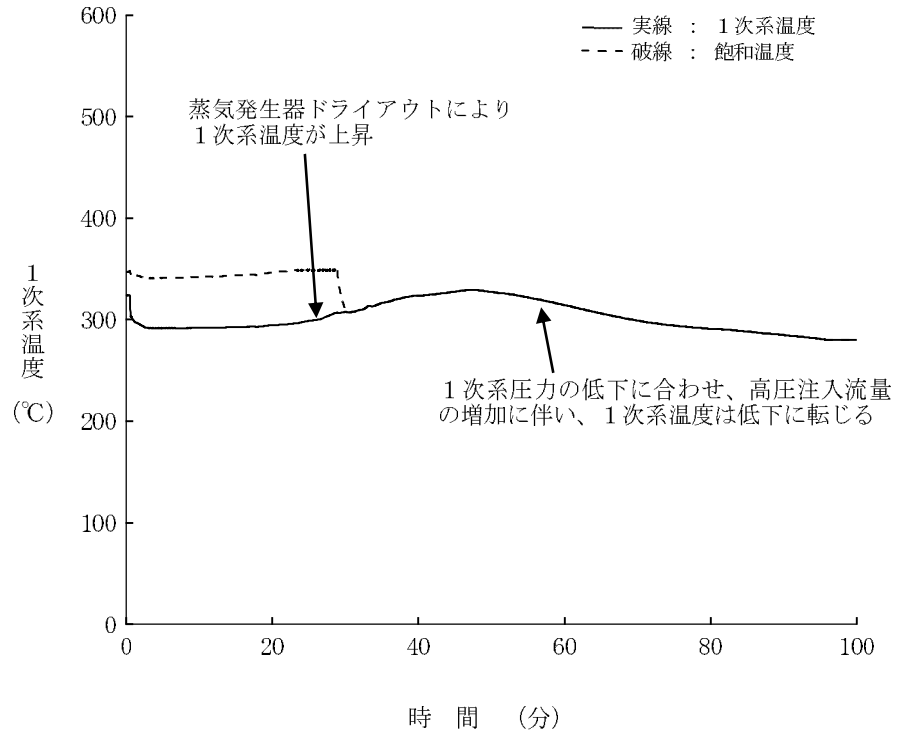
第1.5-137図　高圧注入流量の推移



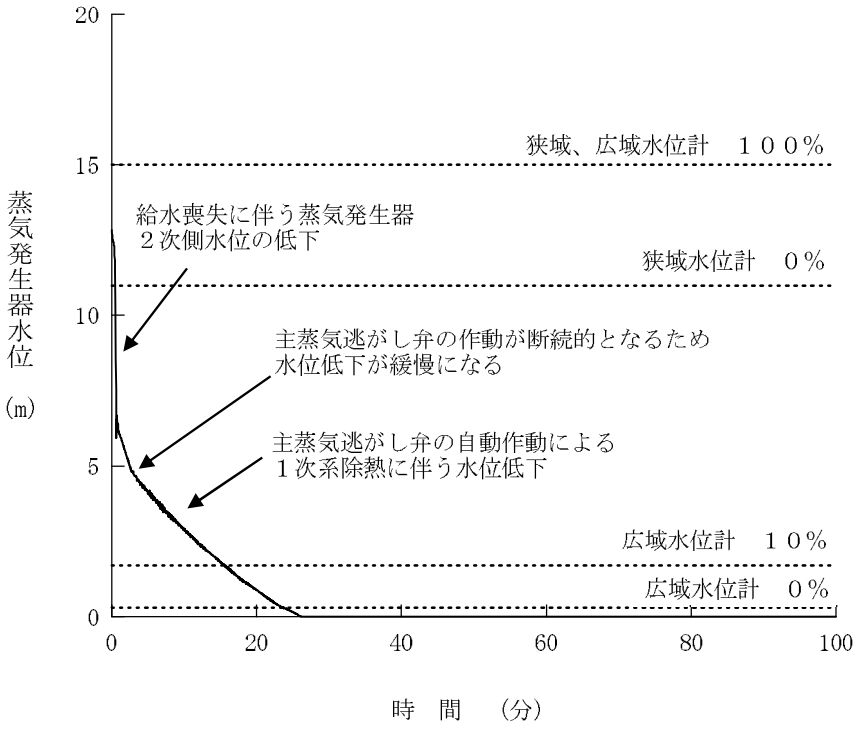
第1.5-138図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移



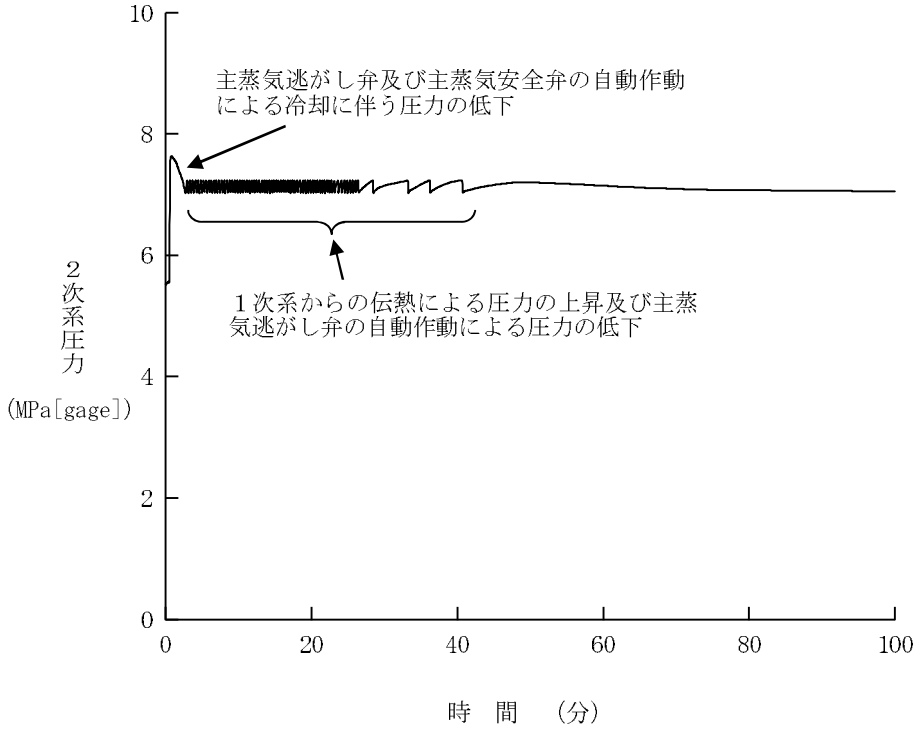
第1.5-139図　燃料被覆管温度の推移



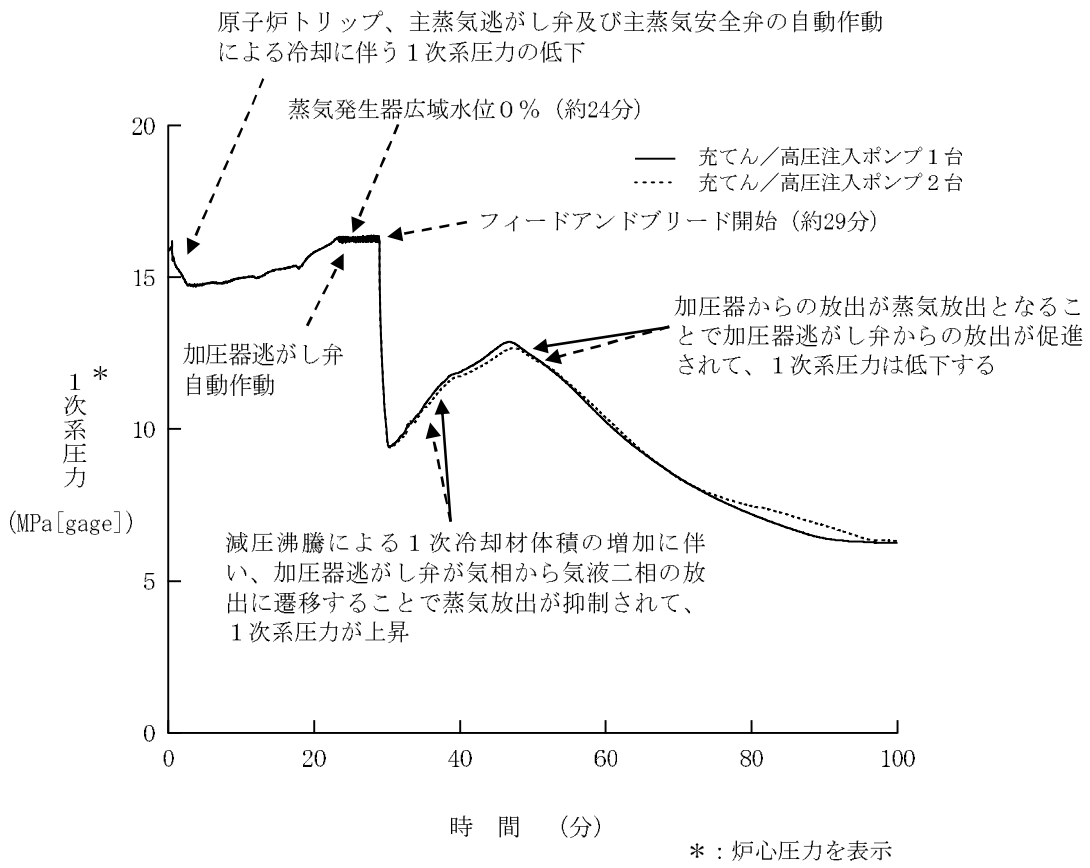
第1.5-140図　1次系温度の推移



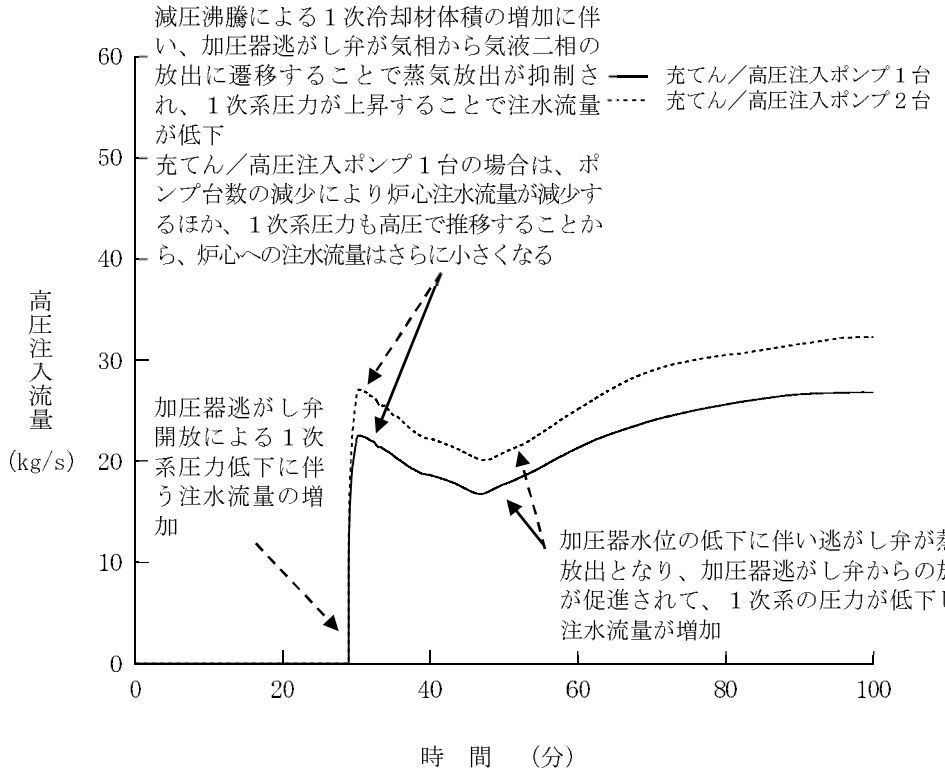
第1.5-141図　蒸気発生器水位の推移



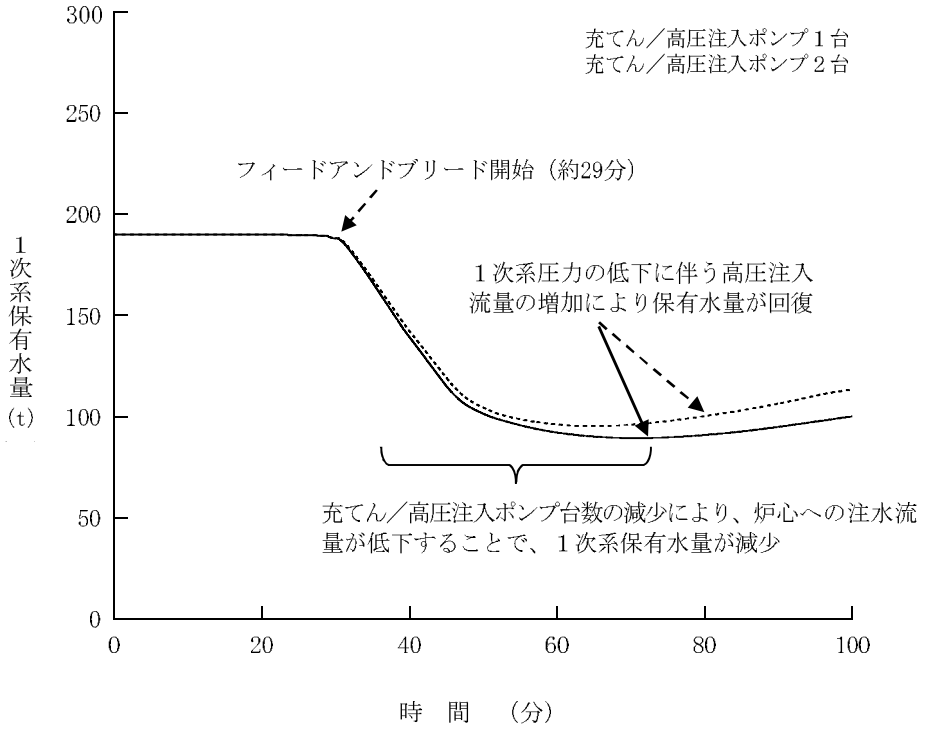
第1.5-142図　2次系圧力の推移



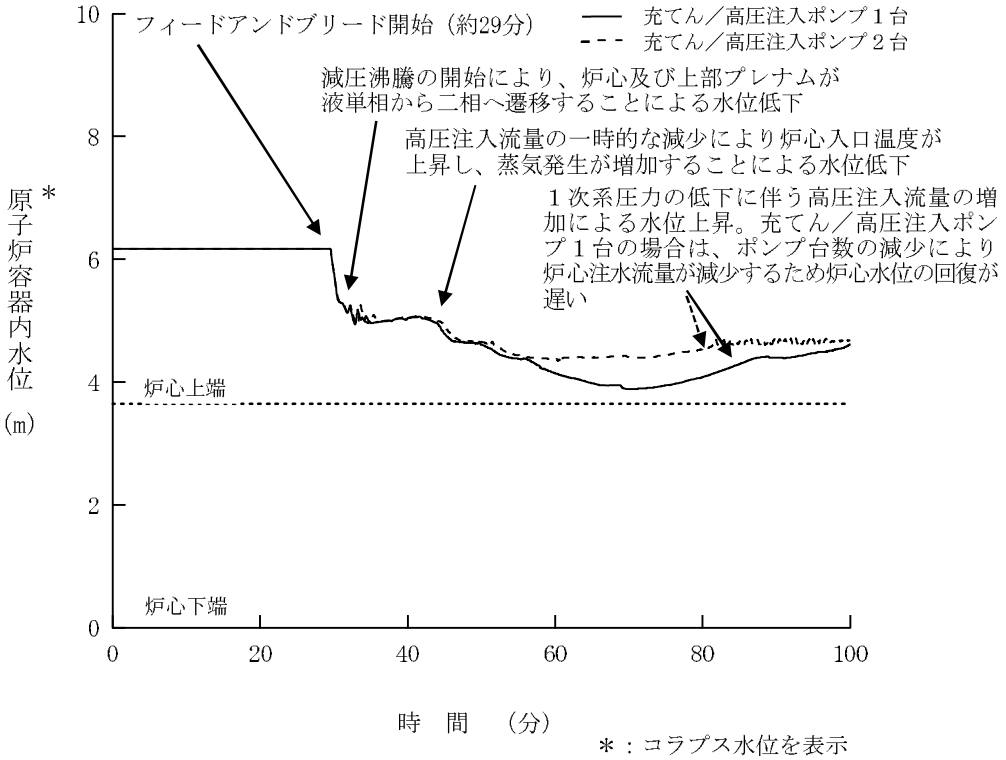
第1.5-143図　1次系圧力の推移（充てん／高圧注入ポンプ1台の場合）



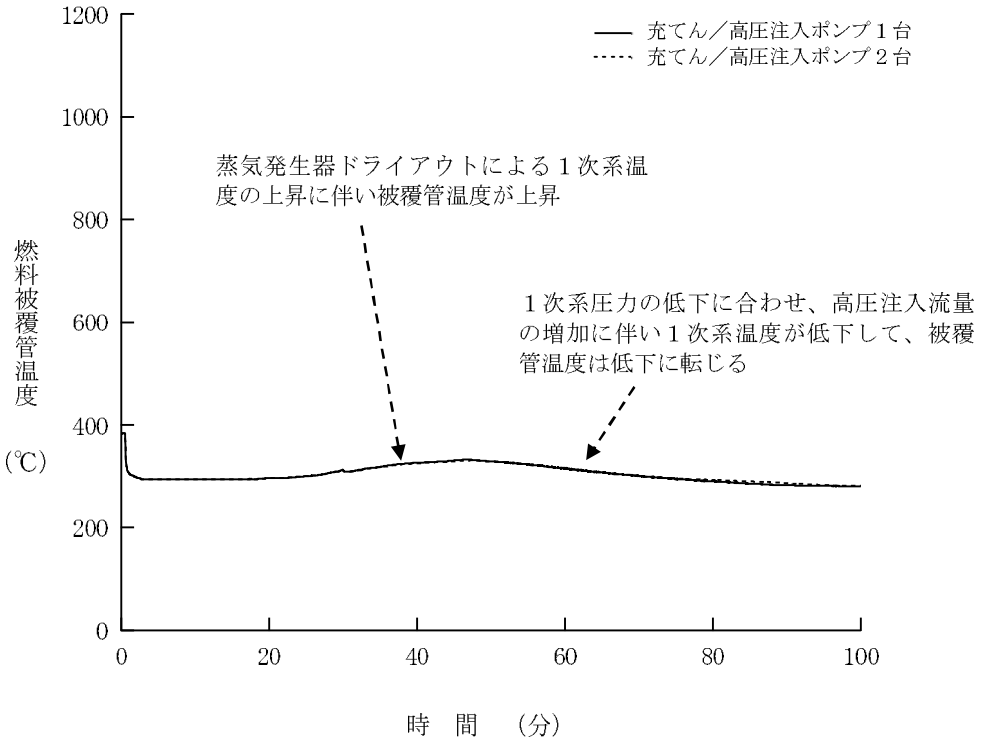
第1.5-144図　高圧注入流量の推移（充てん／高圧注入ポンプ1台の場合）



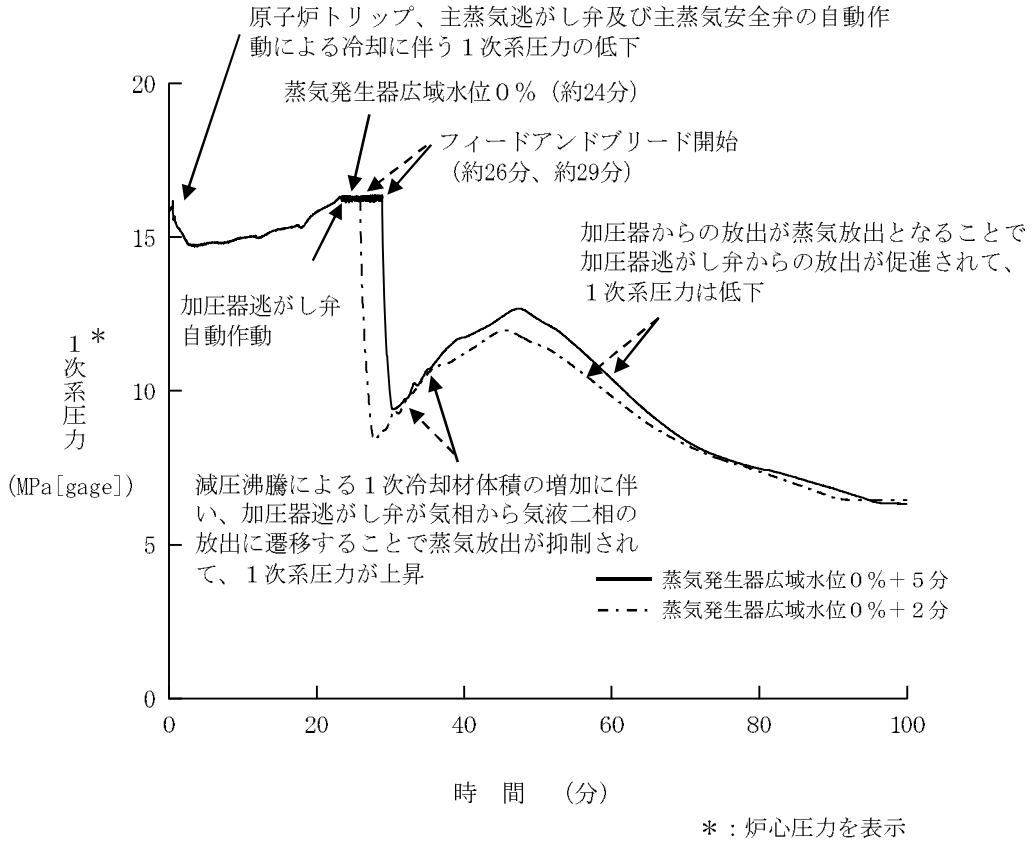
第1.5-145図　1次系保有水量の推移（充てん／高圧注入ポンプ1台の場合）



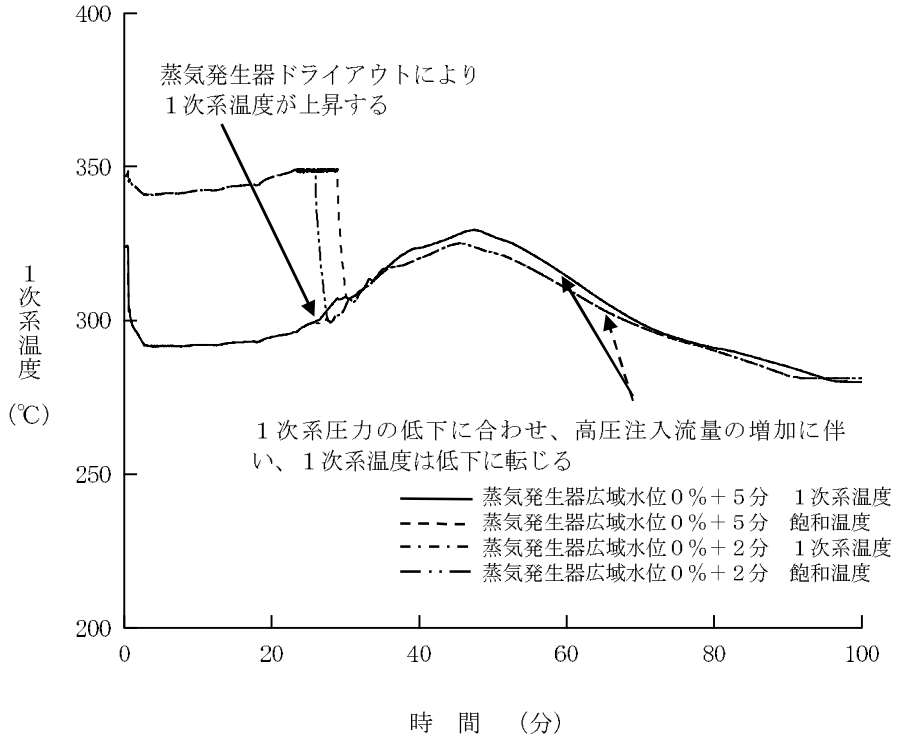
第1.5-146図　原子炉容器内水位の推移（充てん／高圧注入ポンプ1台の場合）



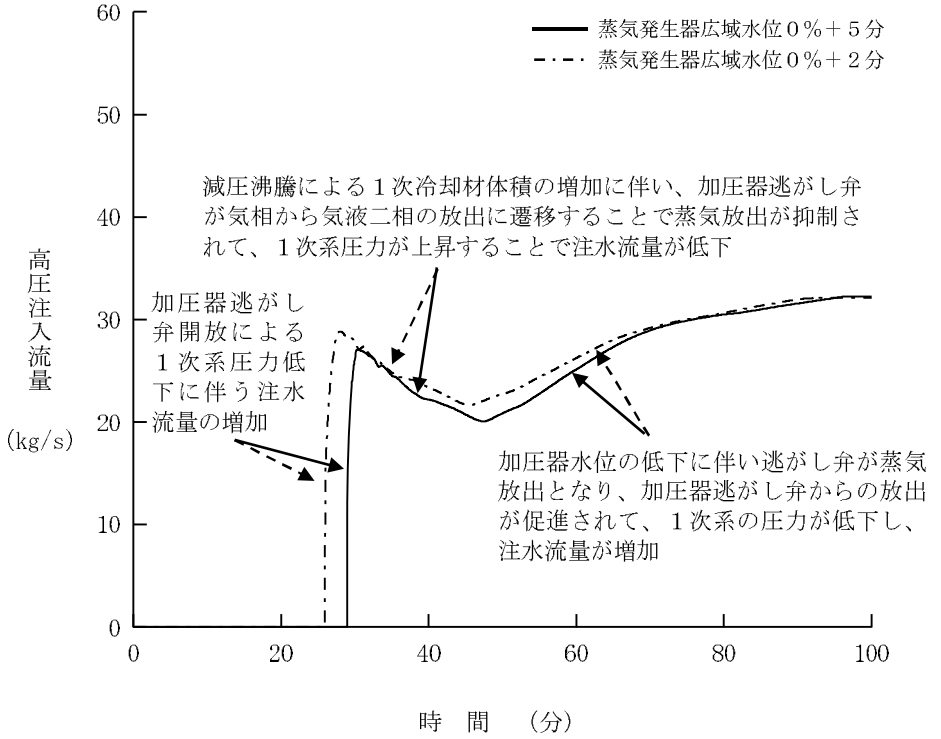
第1.5-147図　燃料被覆管温度の推移(充てん／高圧注入ポンプ1台の場合)



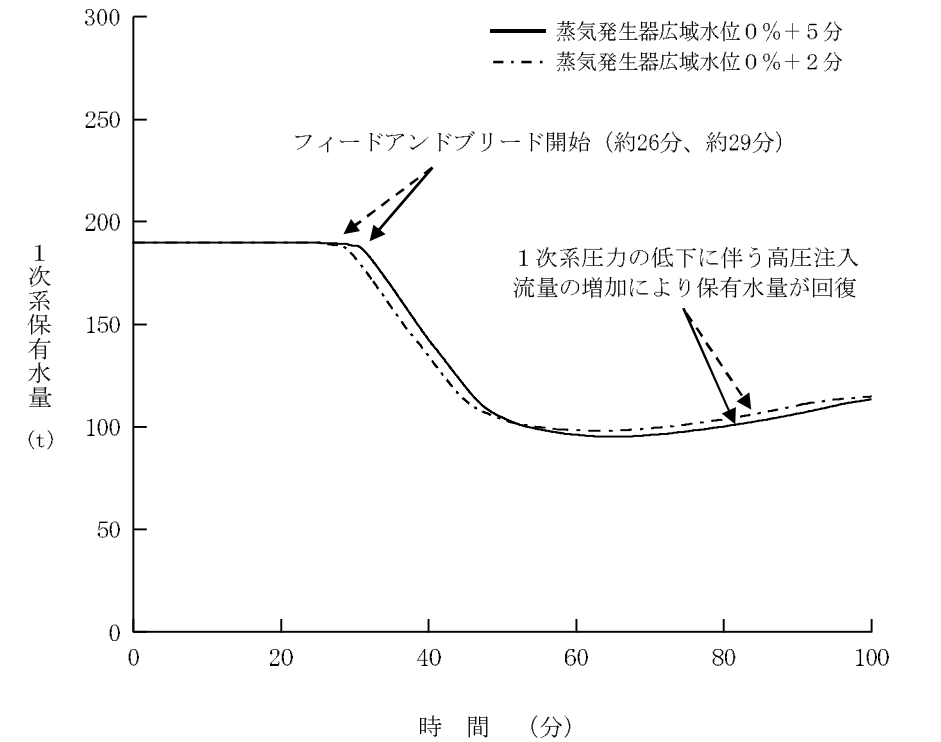
第1.5-148図　1次系圧力の推移(開始が早くなる場合)



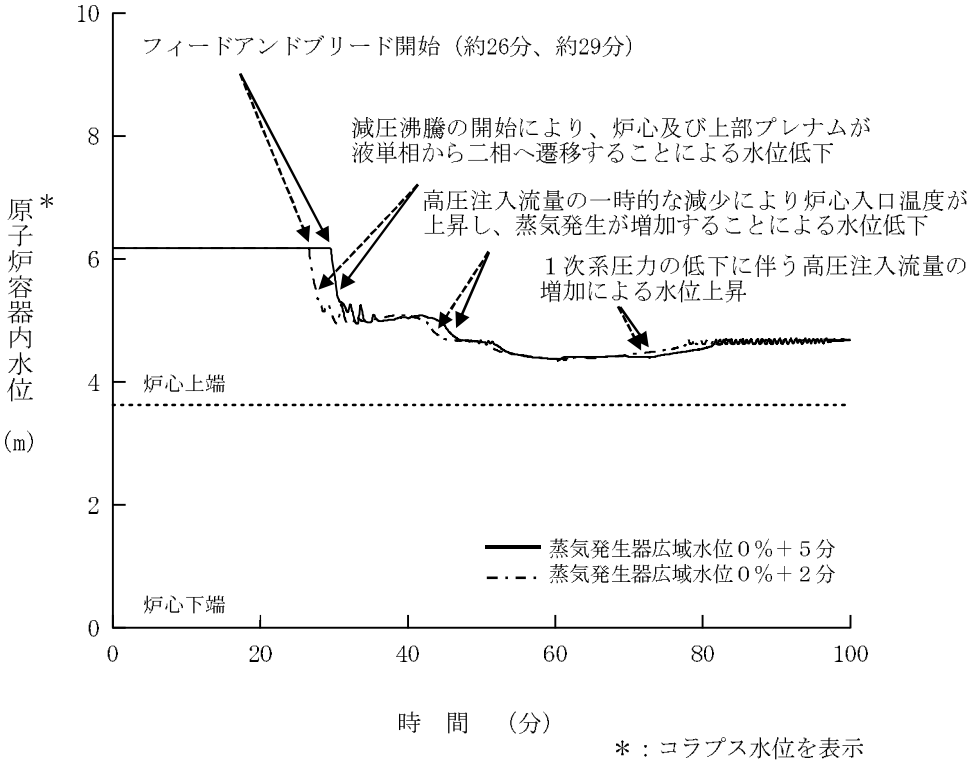
第1.5-149図　1次系温度の推移(開始が早くなる場合)



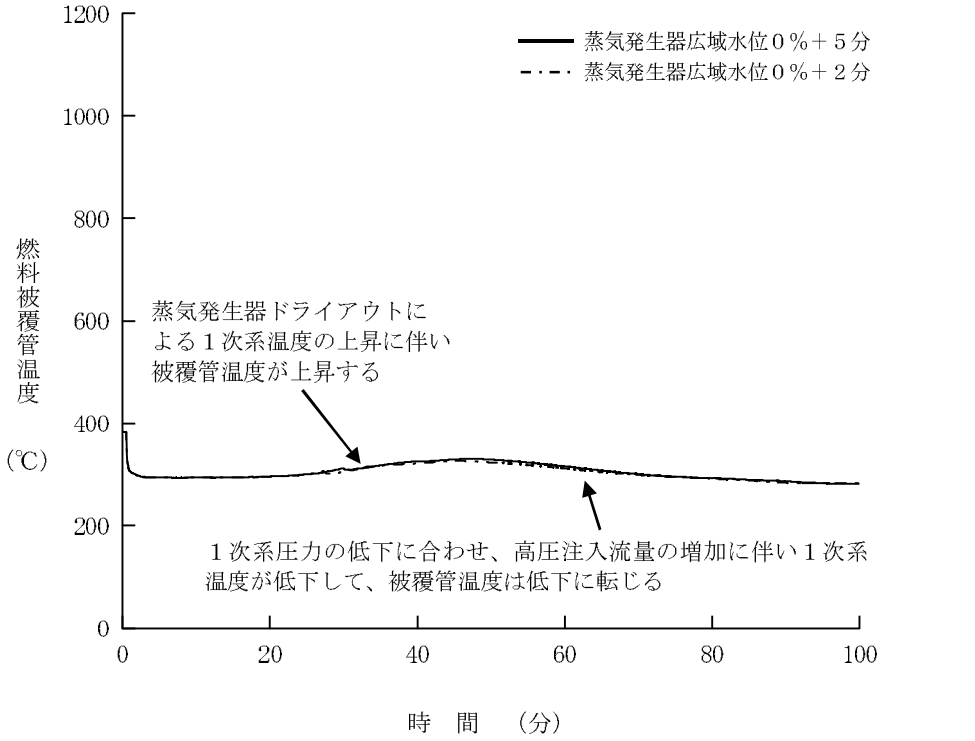
第1.5-150図　高圧注入流量の推移(開始が早くなる場合)



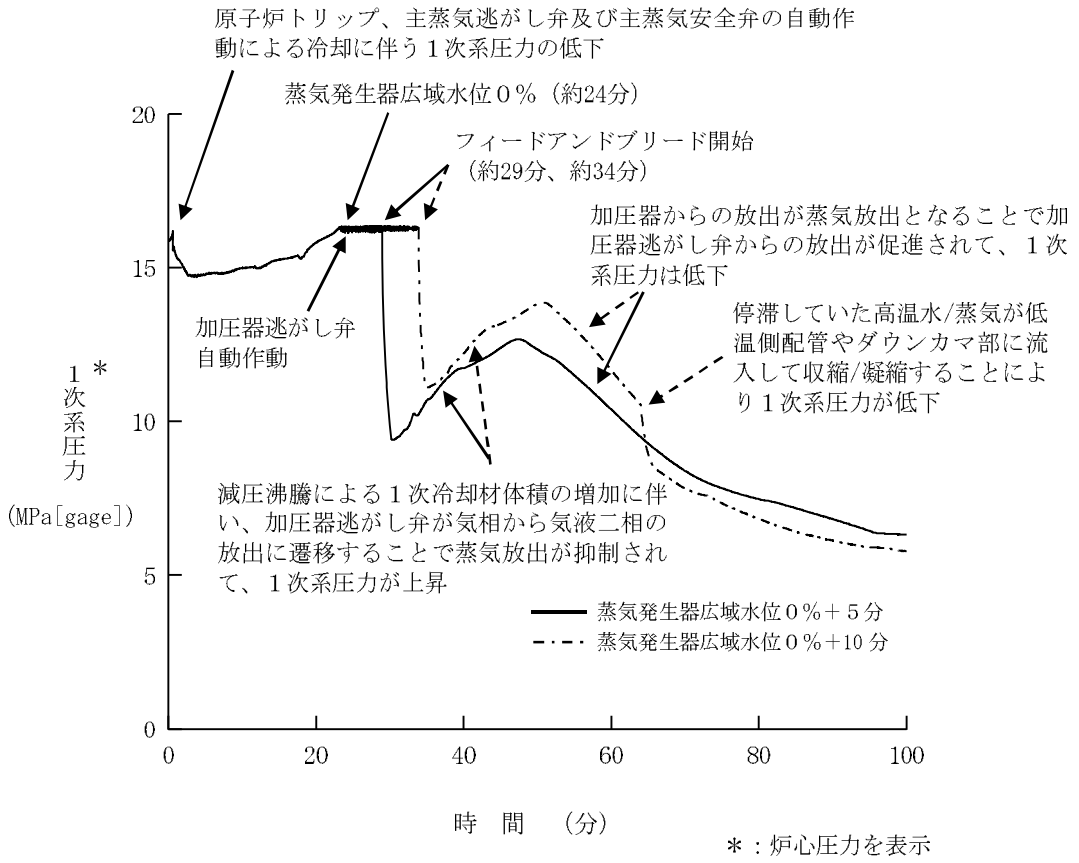
第1.5-151図　1次系保有水量の推移(開始が早くなる場合)



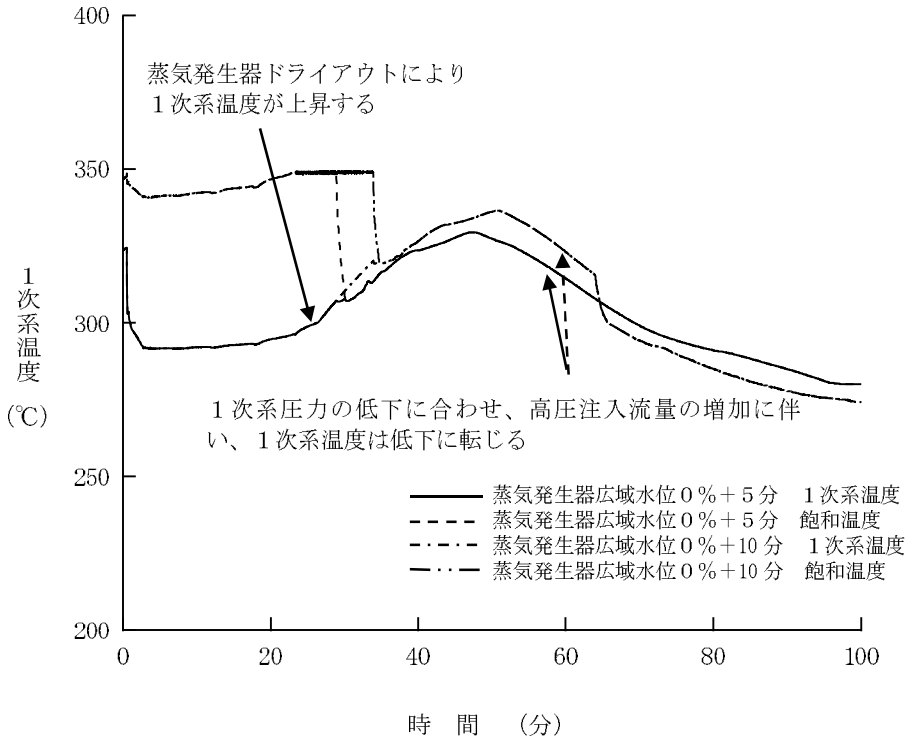
第1.5-152図　原子炉容器内水位の推移（開始が早くなる場合）



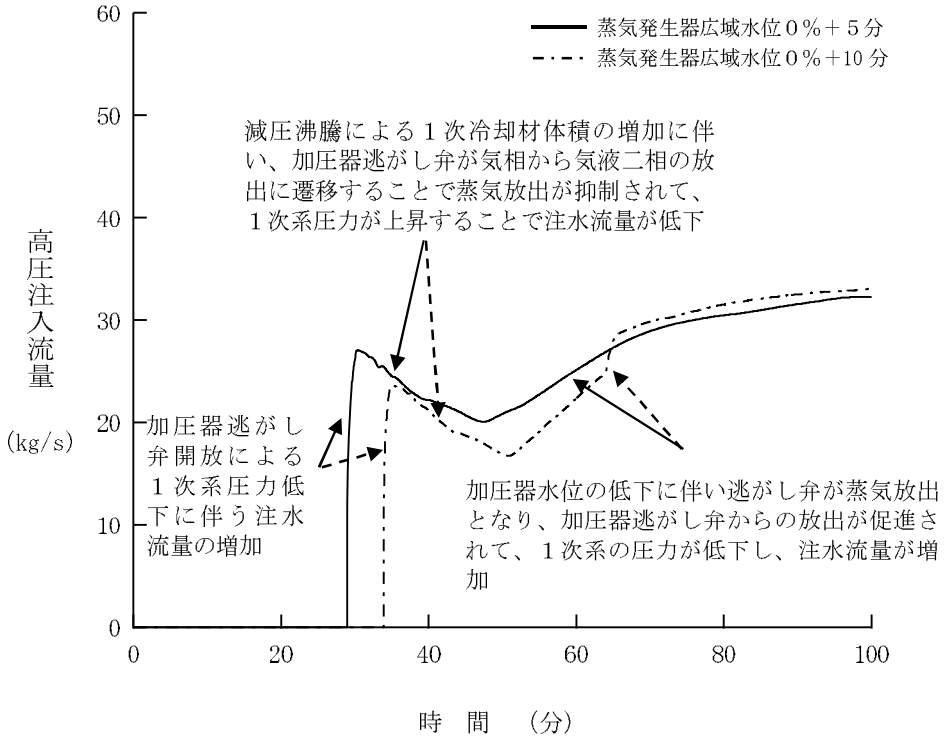
第1.5-153図　燃料被覆管温度の推移（開始が早くなる場合）



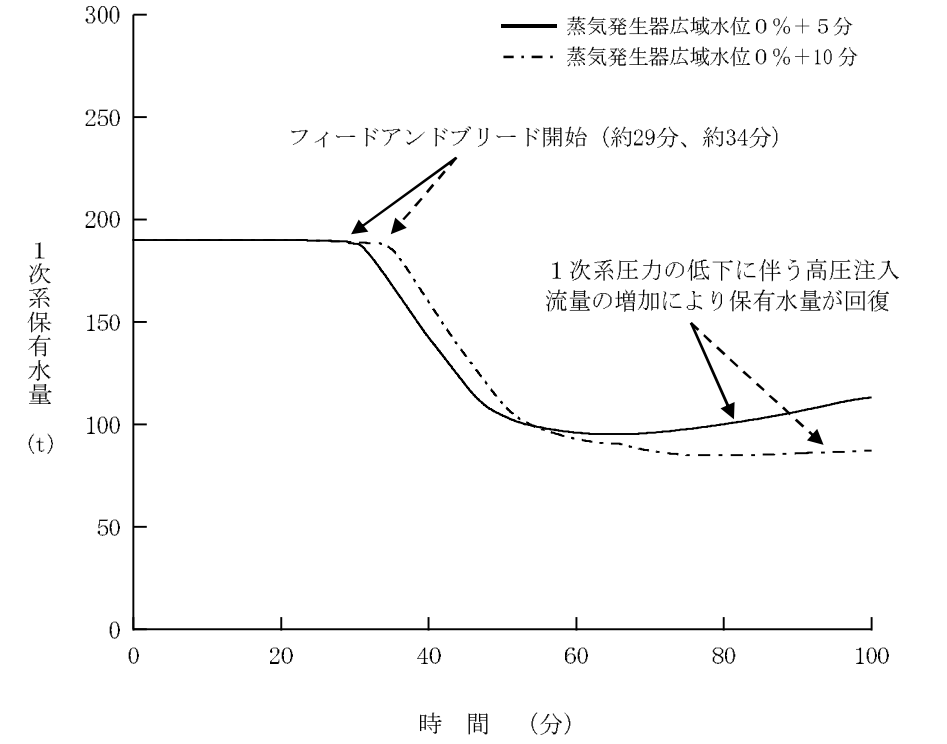
第1.5-154図　1次系圧力の推移(開始が遅くなる場合)



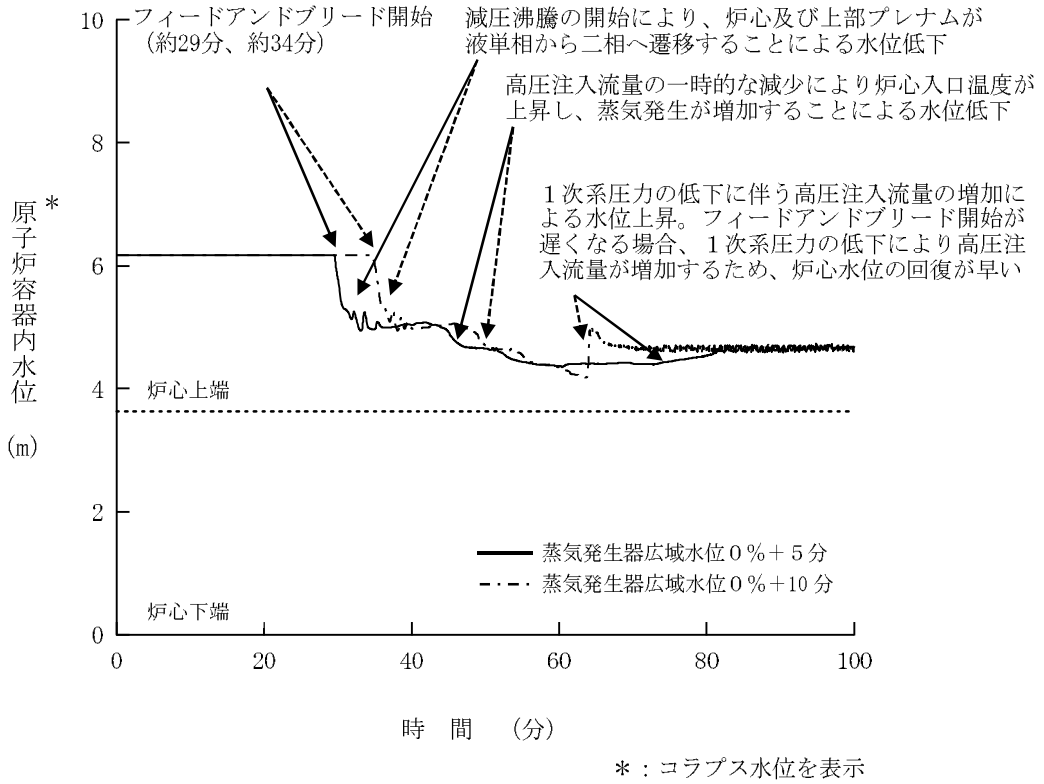
第1.5-155図　1次系温度の推移(開始が遅くなる場合)



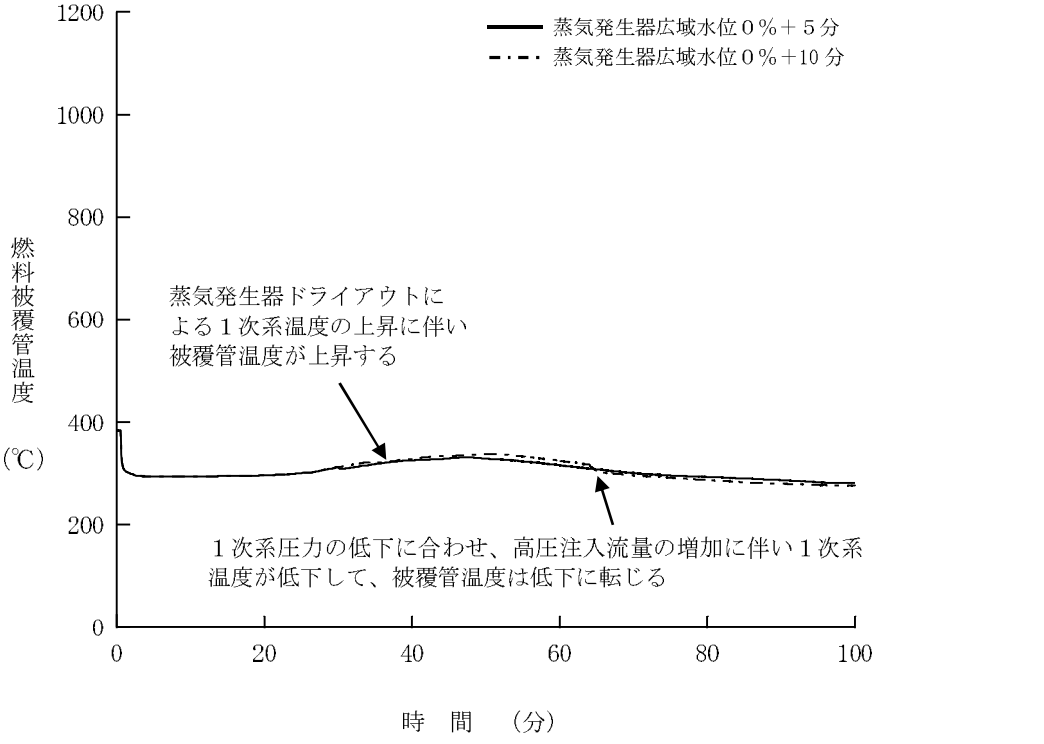
第1.5-156図　高圧注入流量の推移(開始が遅くなる場合)



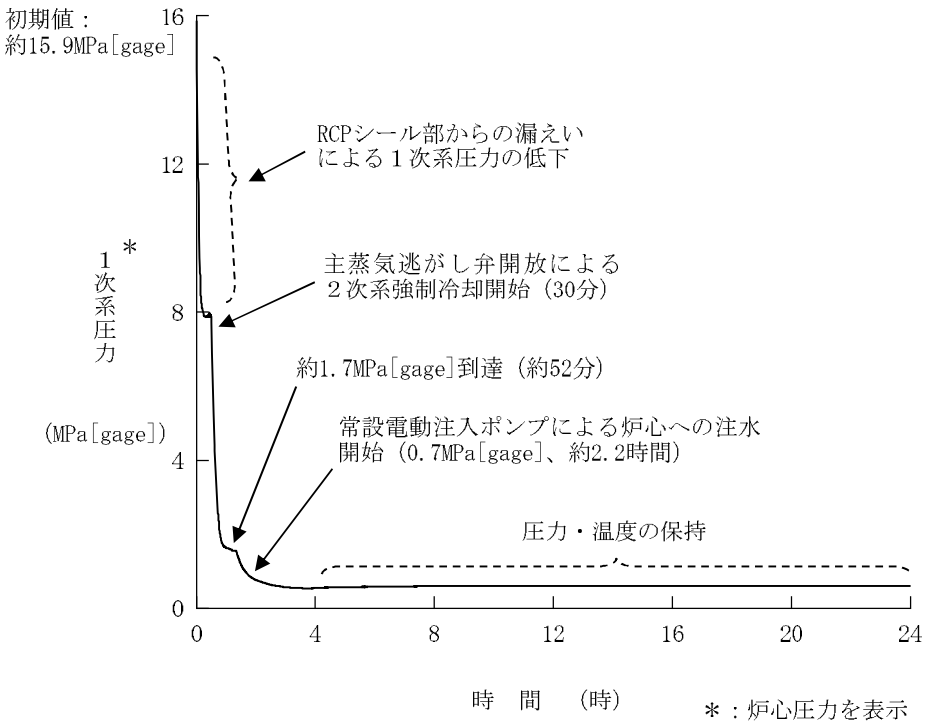
第1.5-157図　1次系保有水量の推移(開始が遅くなる場合)



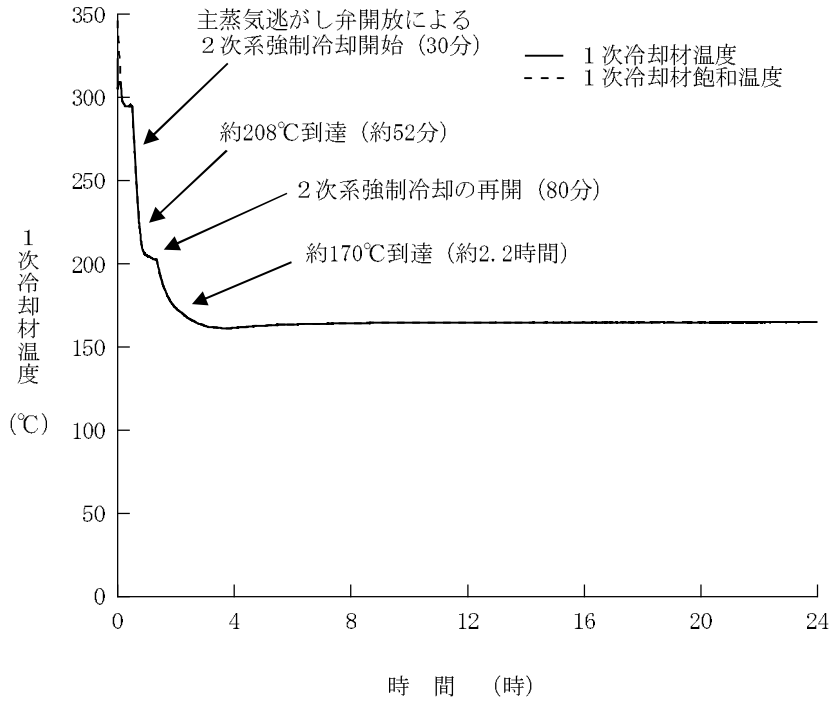
第1.5-158図　原子炉容器内水位の推移（開始が遅くなる場合）



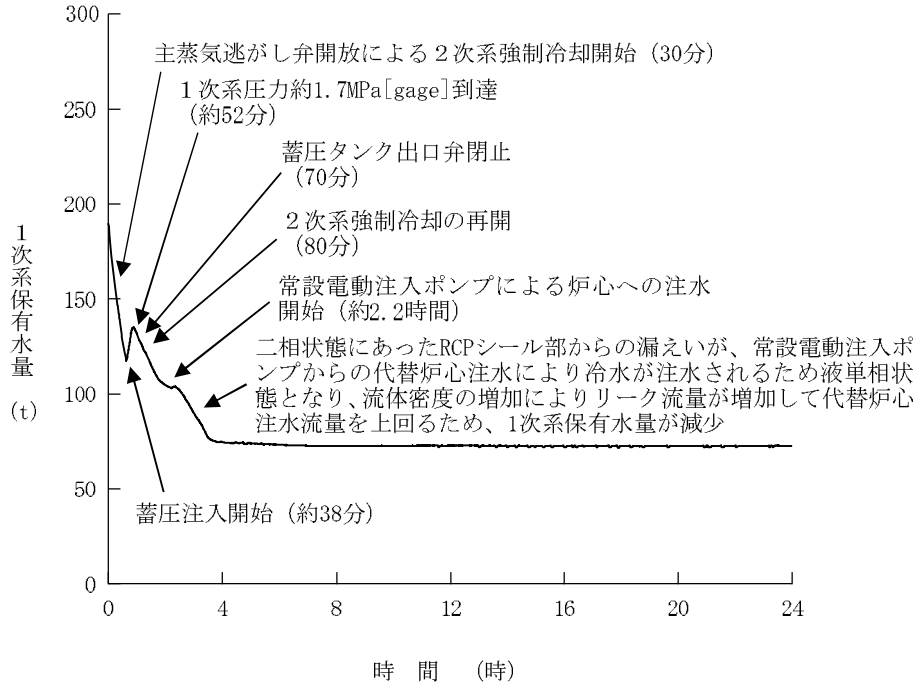
第1.5-159図　燃料被覆管温度の推移（開始が遅くなる場合）



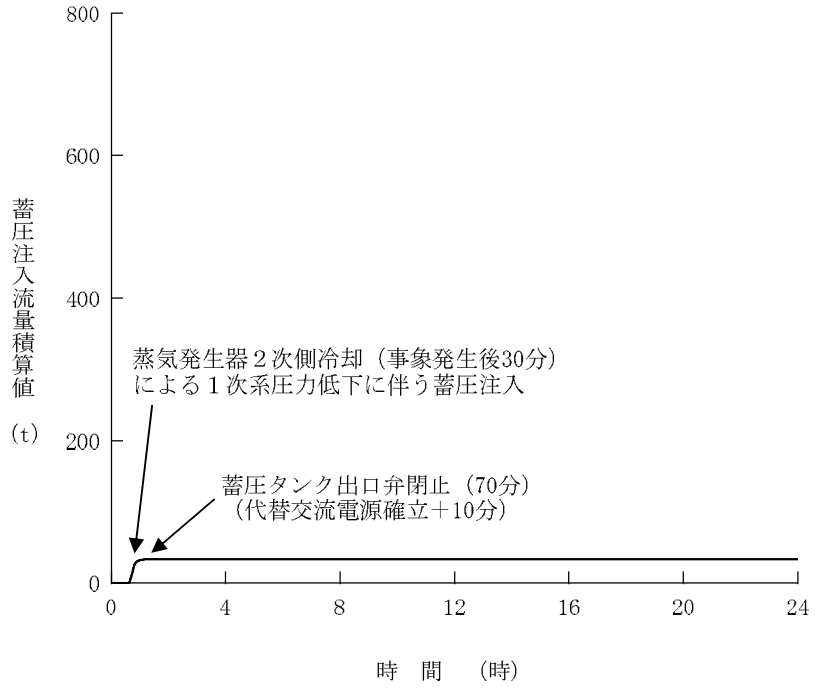
第1.15-160図　1次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



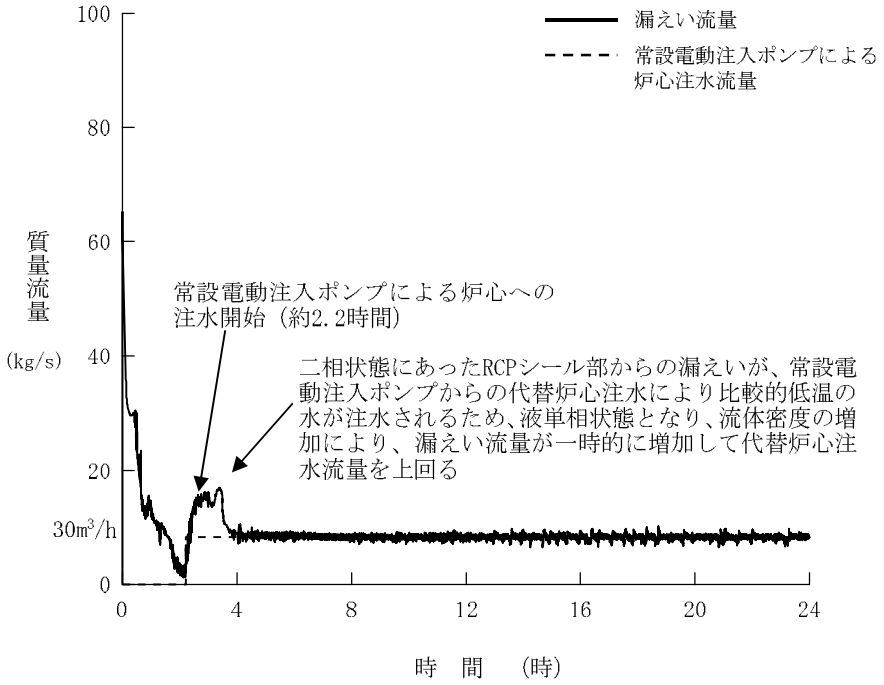
第1.15-161図　1次系温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



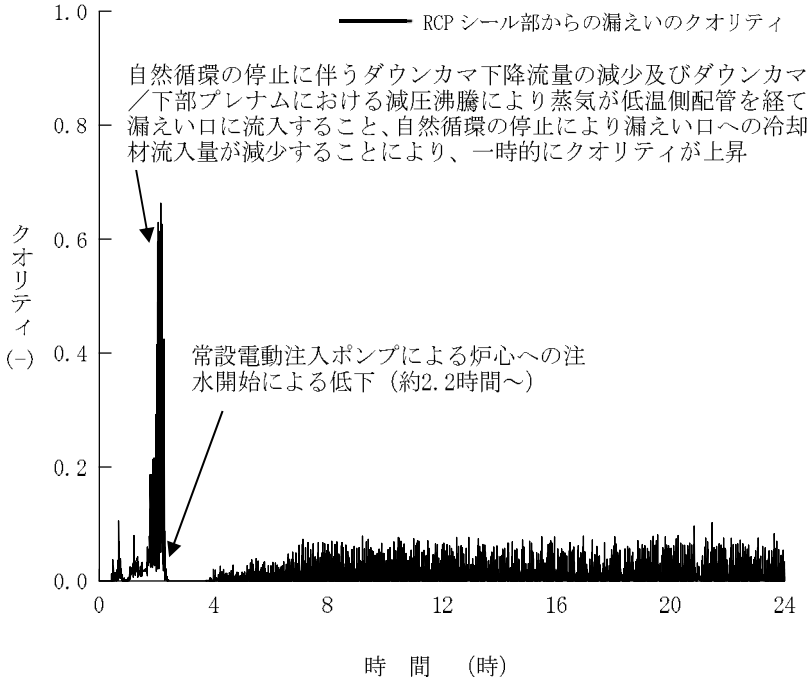
第1.15-162図　1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



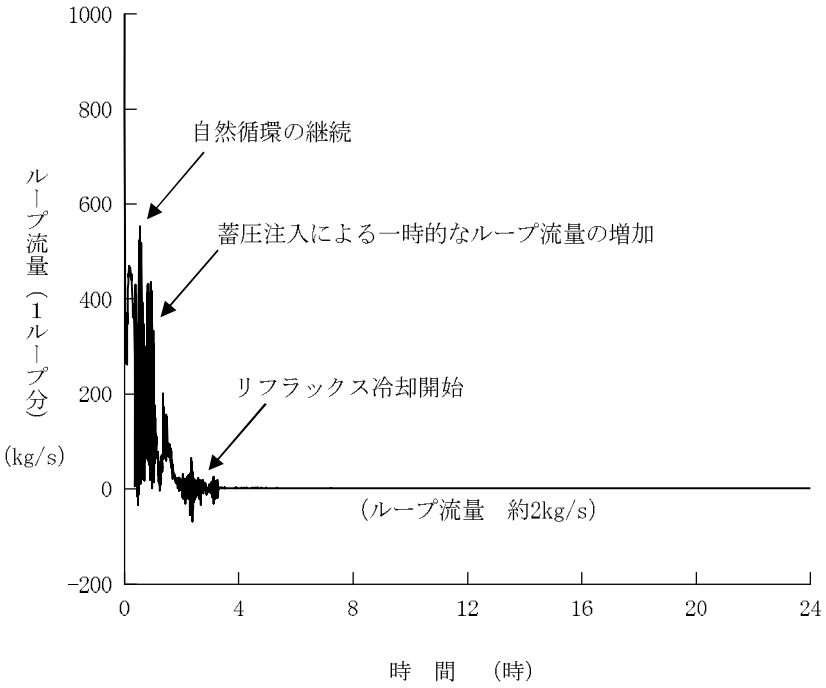
第1.15-163図　蓄圧注入流量積算値の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



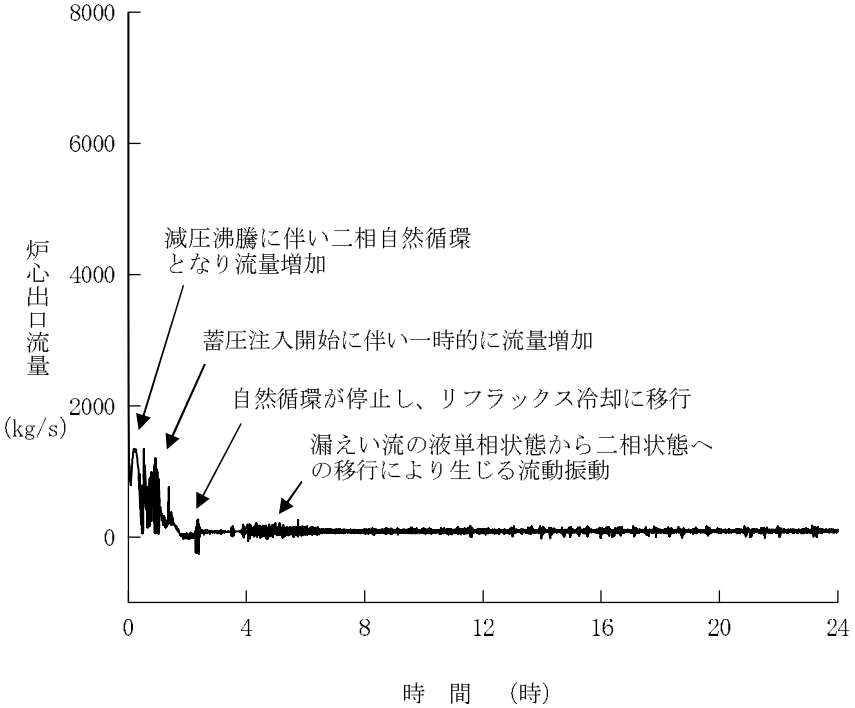
第1.15-164図　漏えい流量と注水流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



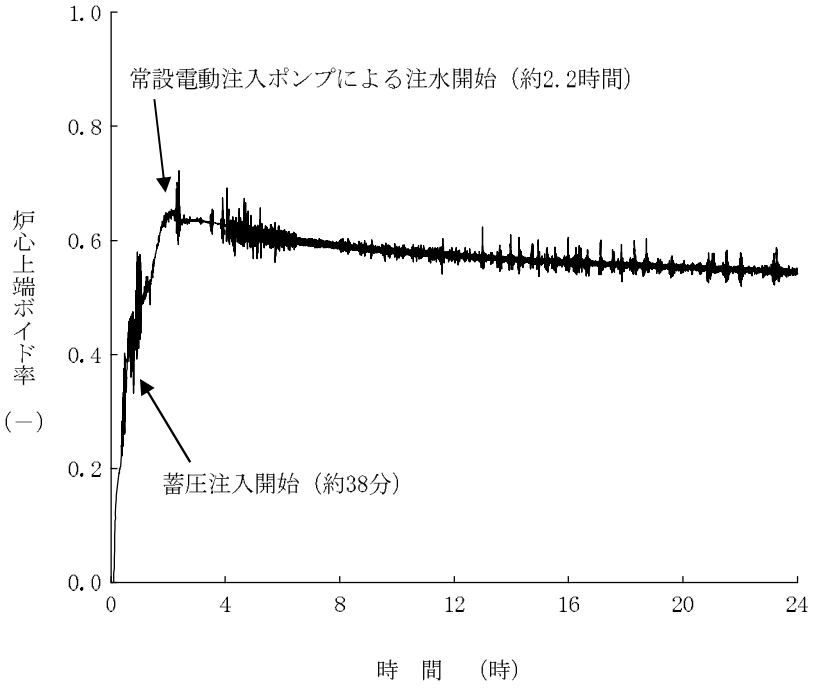
第1.15-165図　RCPシール部からの漏えいのクオリティの推移
(RCPシールLOCAが発生する場合)



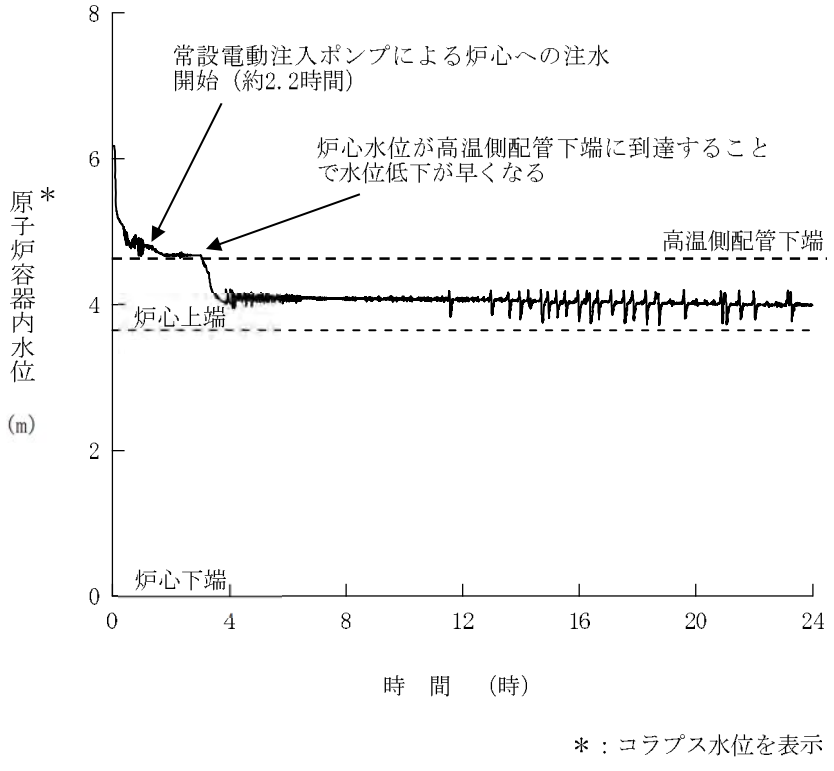
第1.15-166図　1次冷却材流量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）



第1.15-167図　炉心出口流量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）

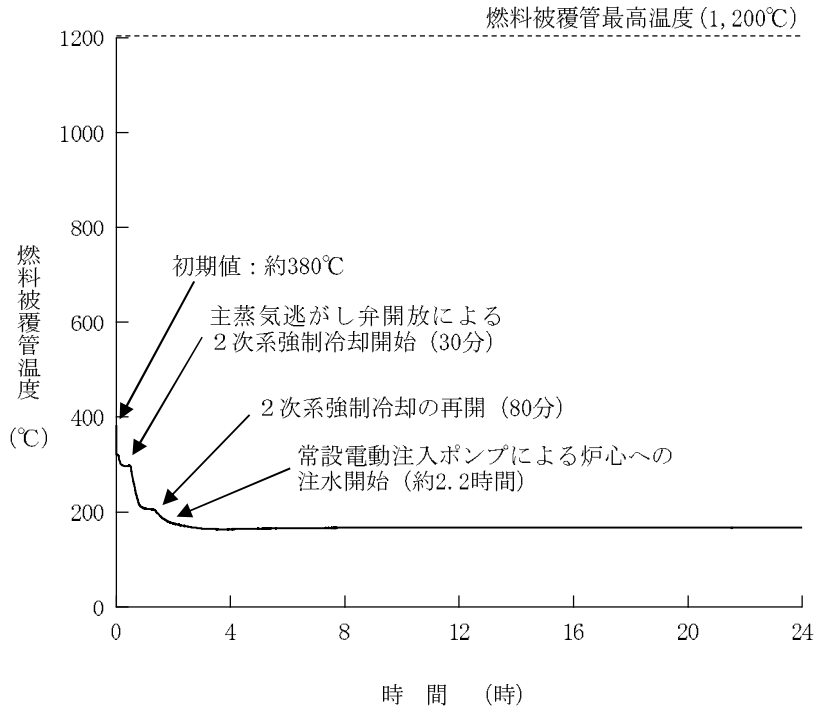


第1.15-168図　炉心上端ボイド率の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）

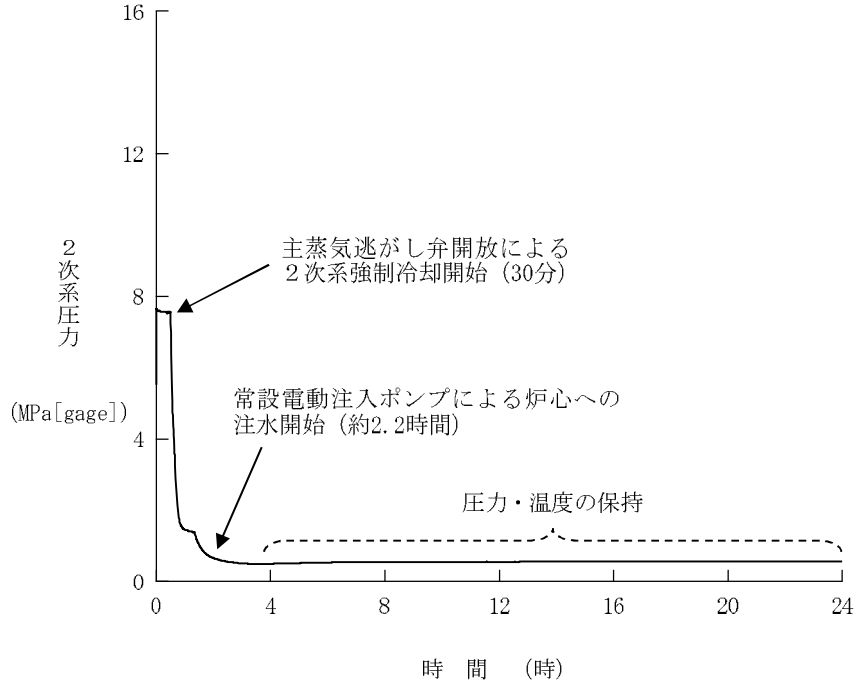


＊：コラプス水位を表示

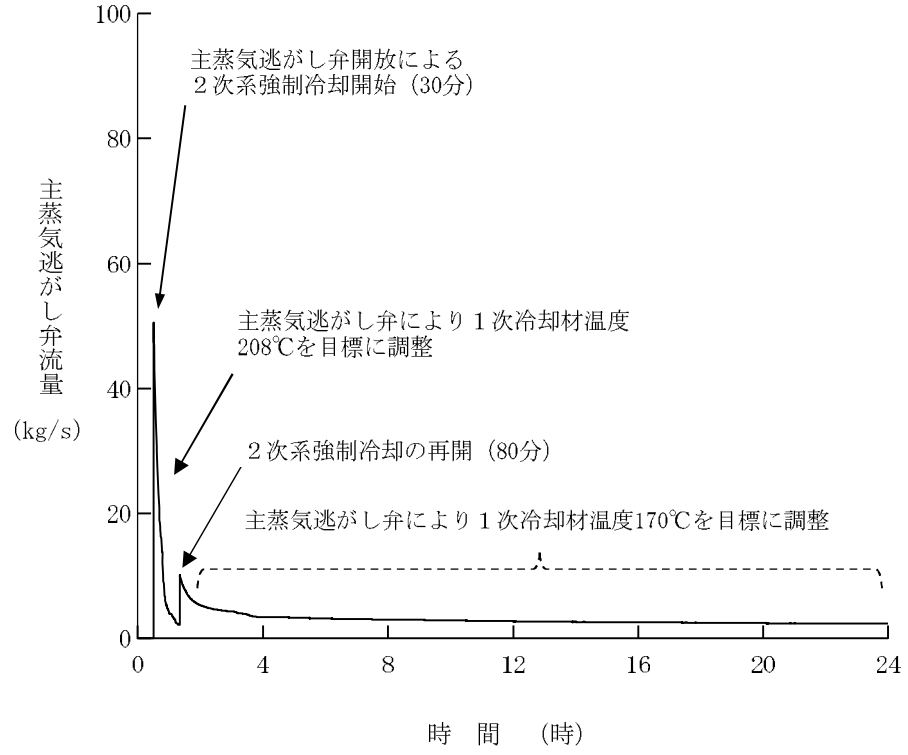
第1.15-169図　原子炉容器内水位の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）



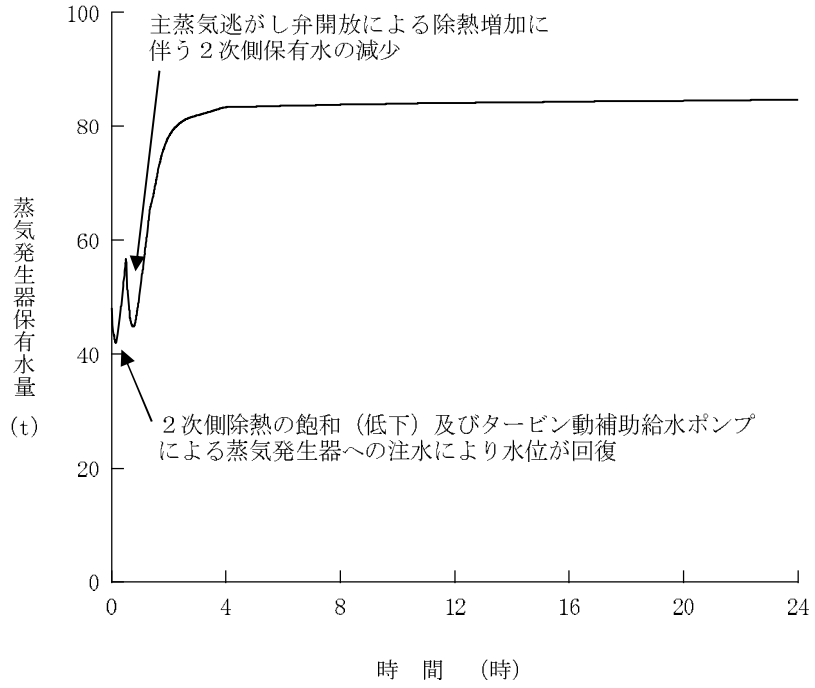
第1.15-170図　燃料被覆管温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



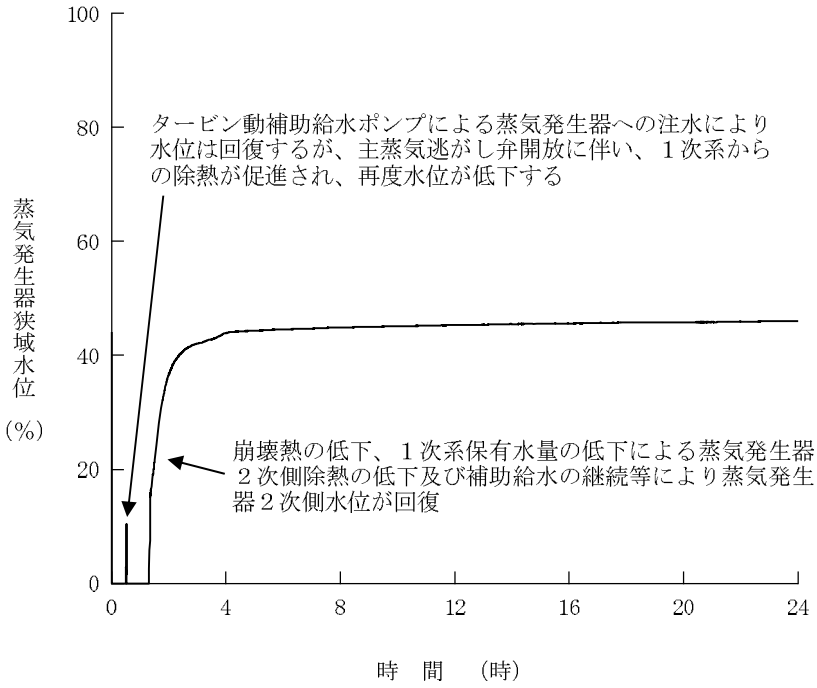
第1.15-171図　2次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



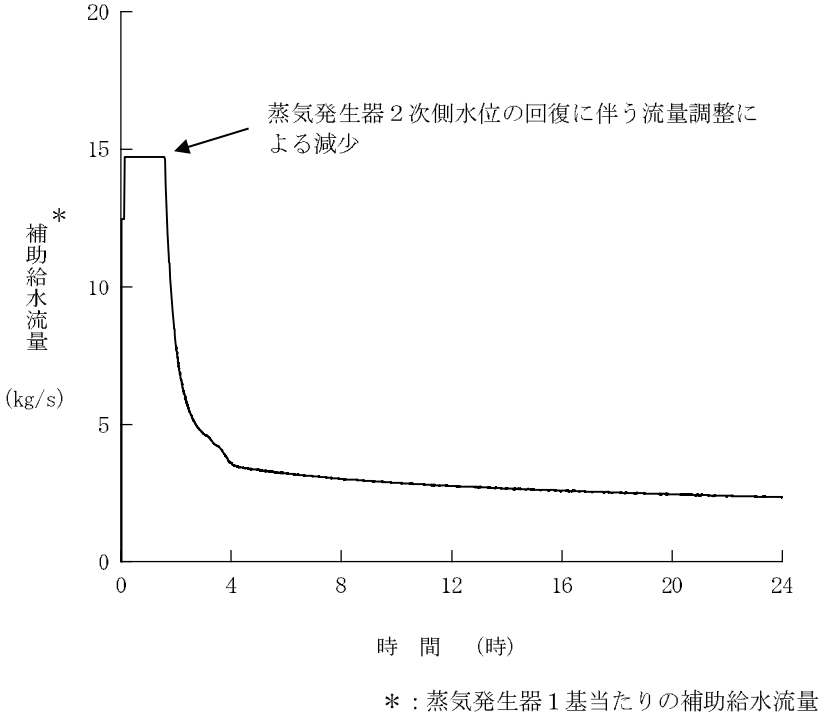
第1.15-172図　主蒸気逃がし弁流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



第1.15-173図　蒸気発生器保有水量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）

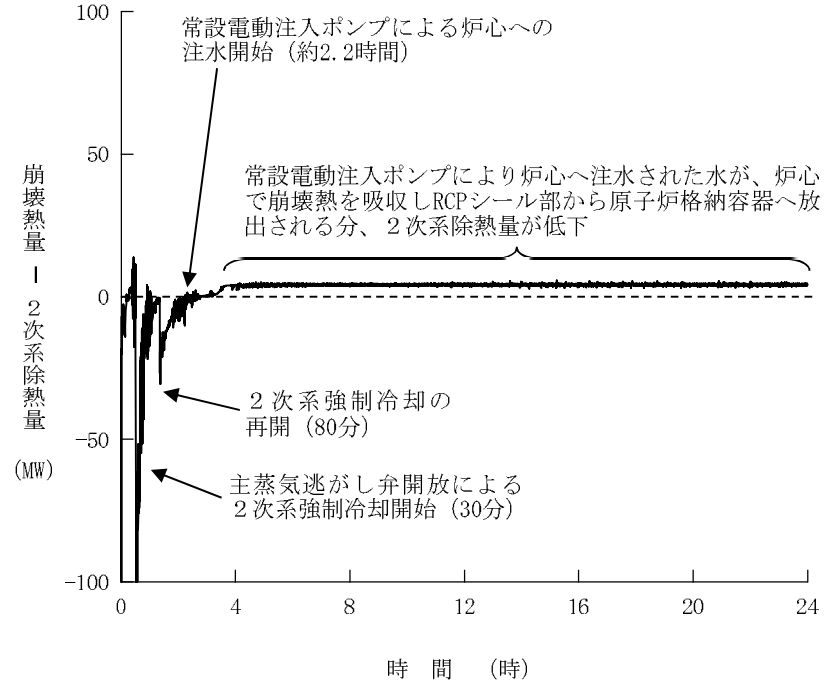


第1.15-174図　蒸気発生器水位の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）

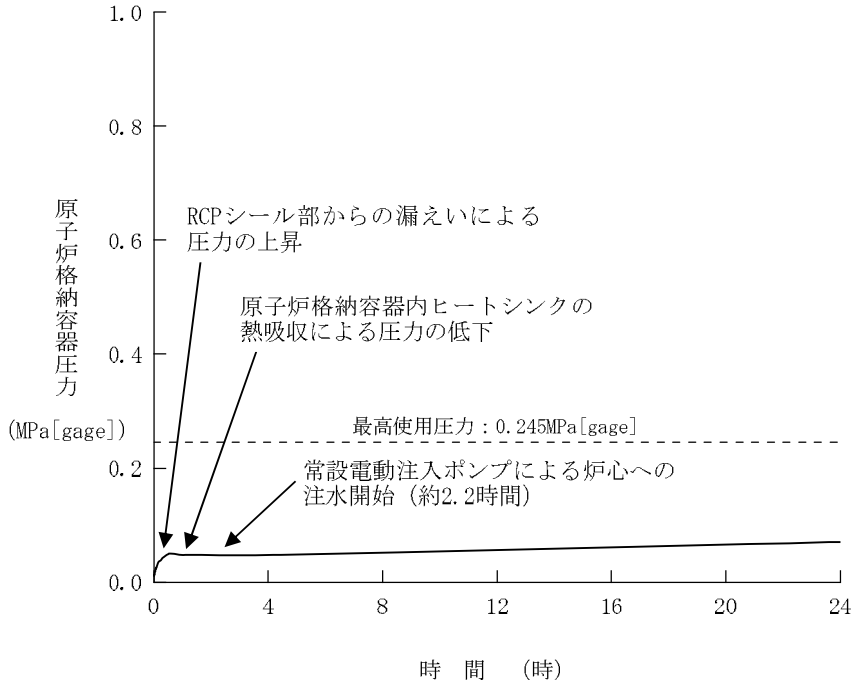


＊：蒸気発生器１基当たりの補助給水流量

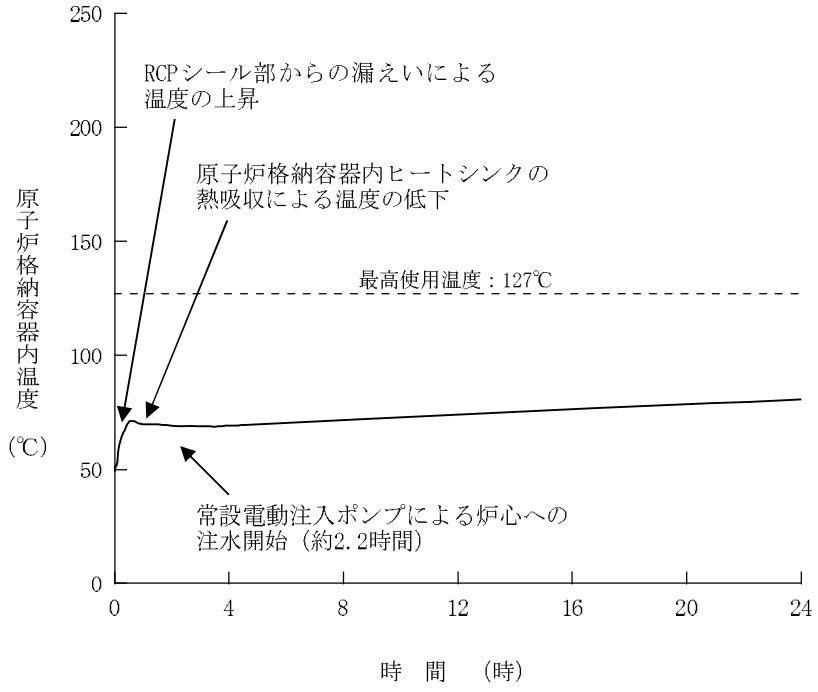
第1.15-175図　補助給水流量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



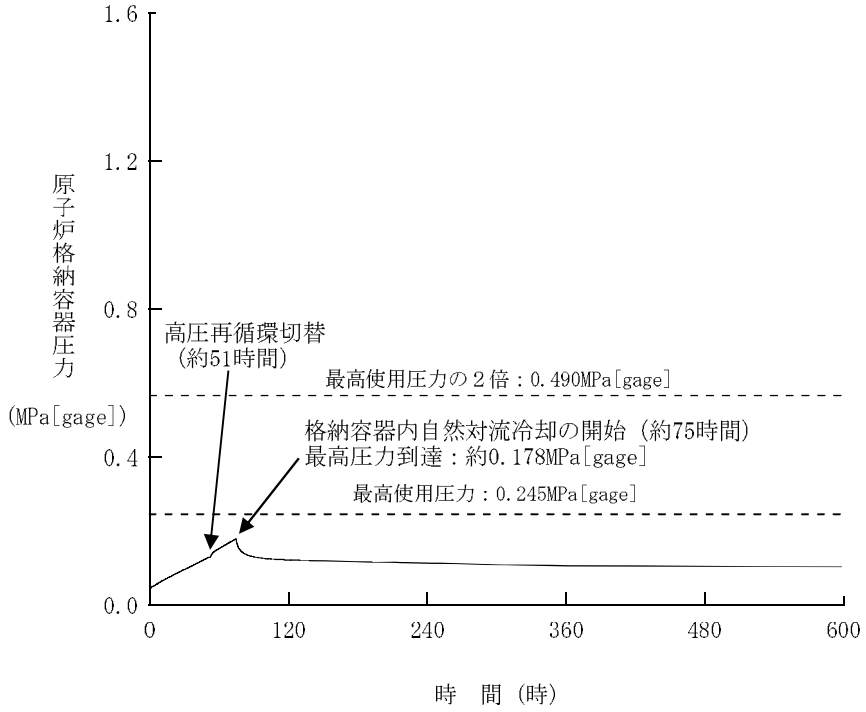
第1.15-176図　崩壊熱と2次系除熱量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



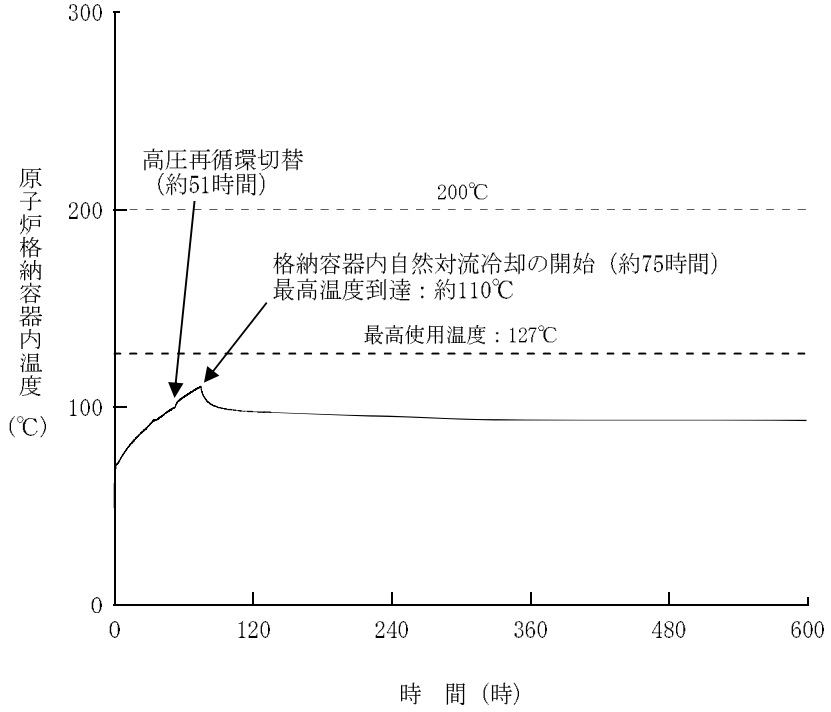
第1.15-177図　原子炉格納容器圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



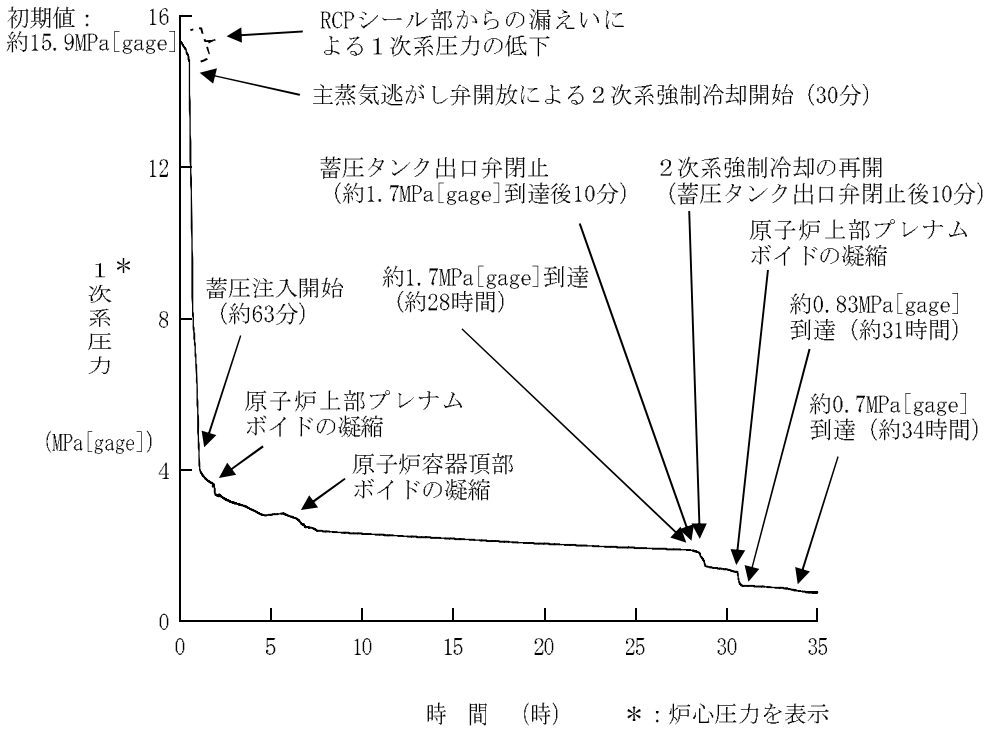
第1.15-178図　原子炉格納容器内温度の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)



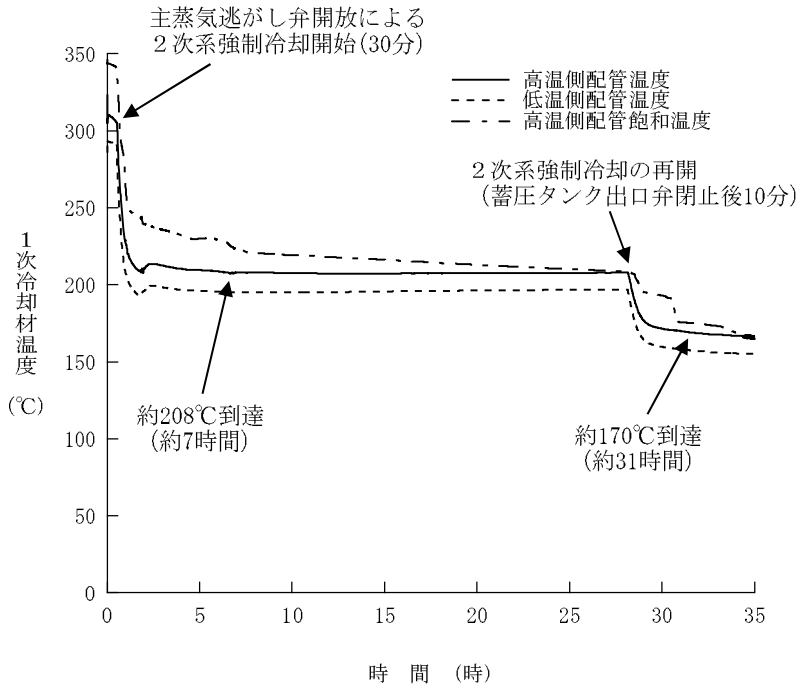
第1.15-179図　原子炉格納容器圧力の長期間の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）



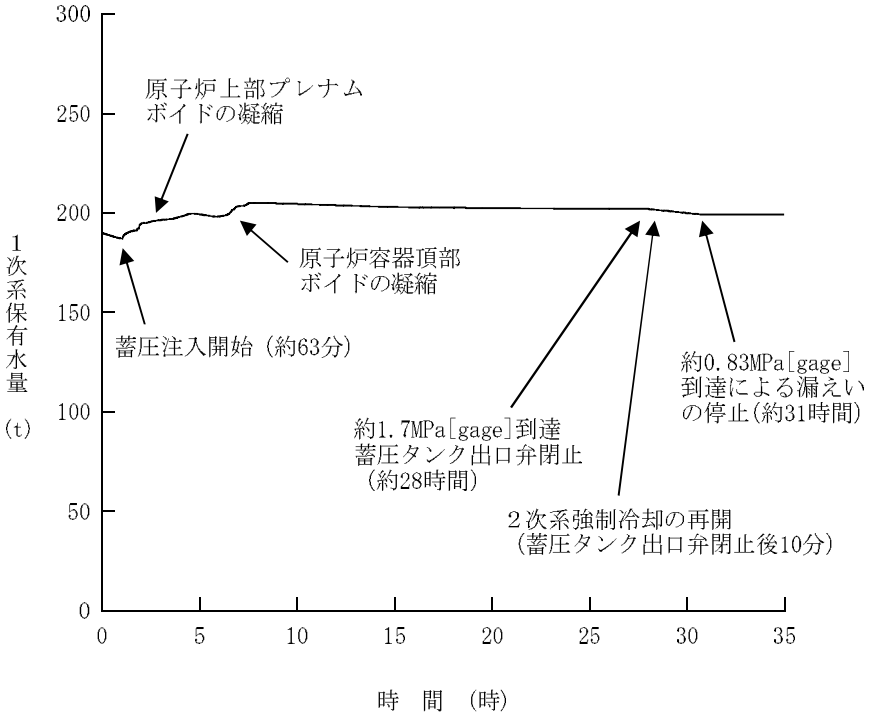
第1.15-180図　原子炉格納容器内温度の長期間の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）



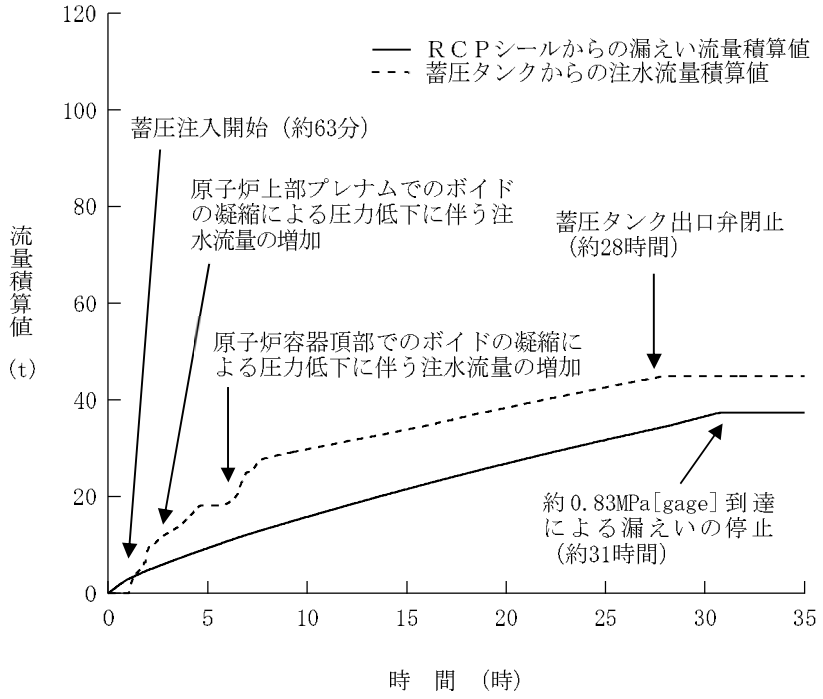
第1.15-181図　1次系圧力の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



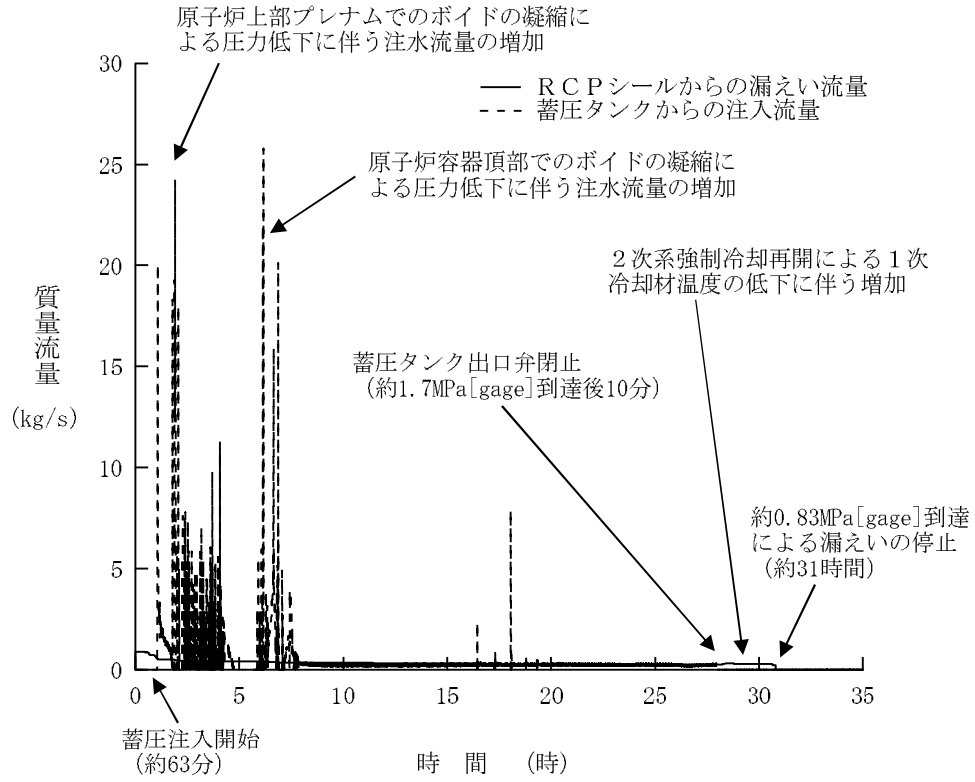
第1.15-182図　1次系温度の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



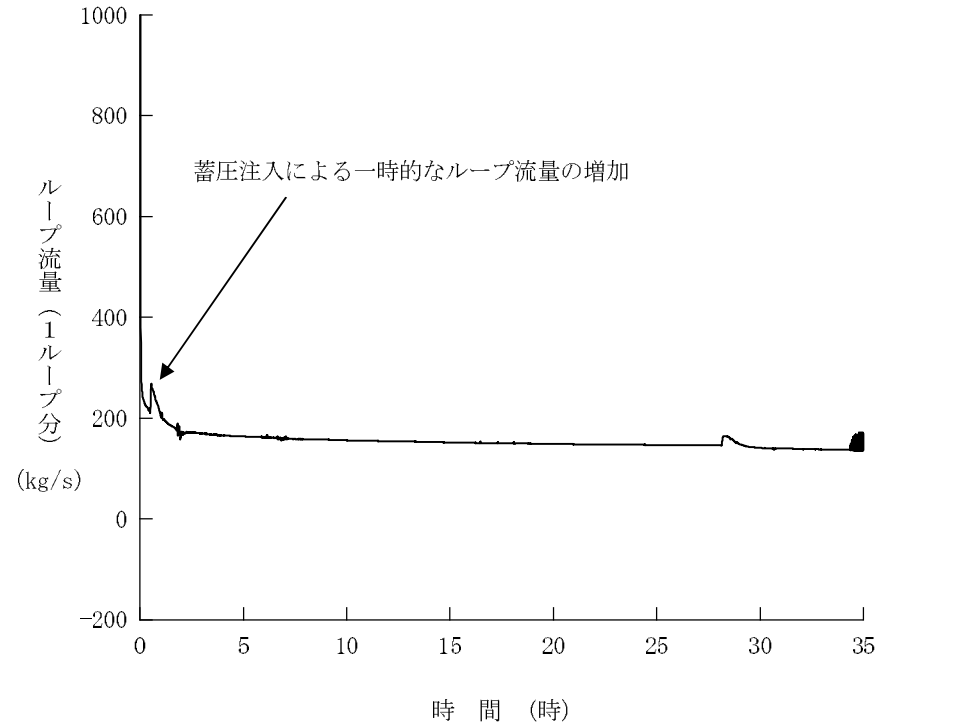
第1.15-183図　1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



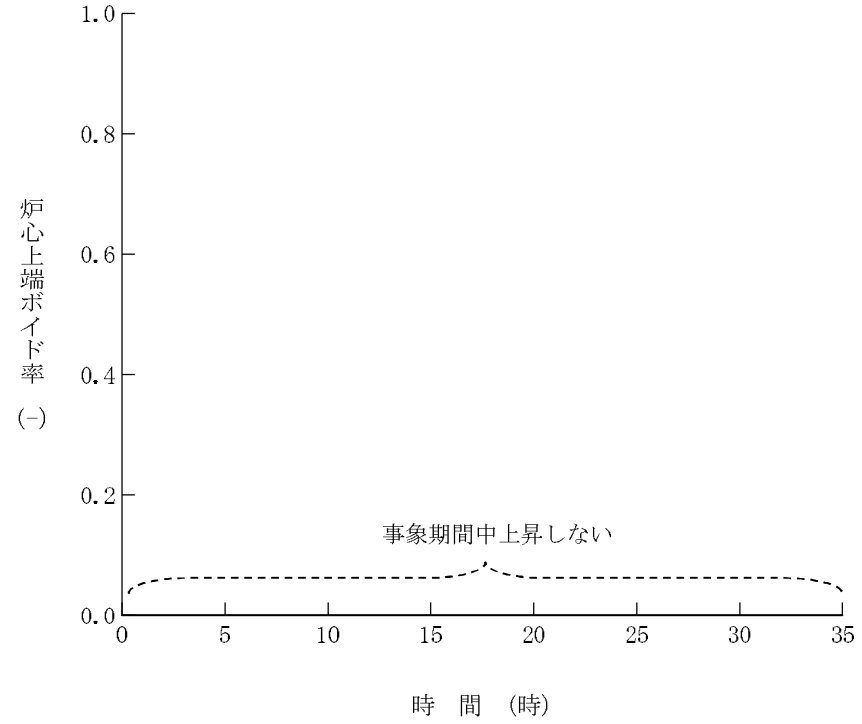
第1.15-184図　漏えい流量と注水流量の積算値の推移
(RCPシールLOCAが発生しない場合)



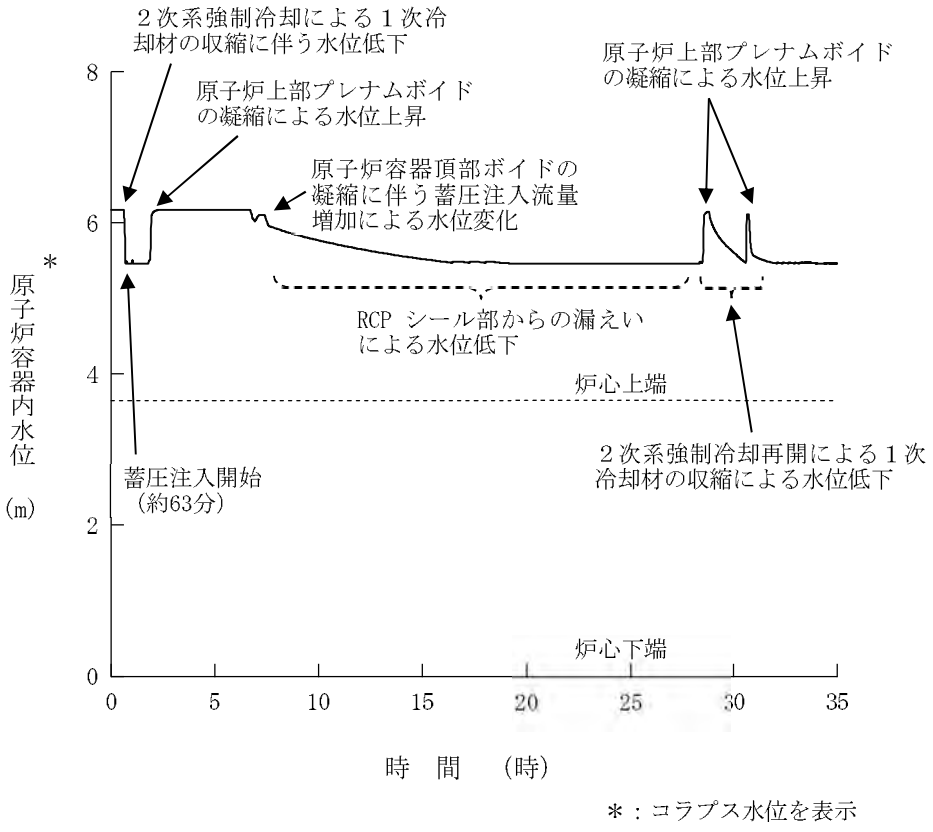
第1.15-185図　漏えい流量と注水流量の推移
（RCPシールLOCAが発生しない場合）



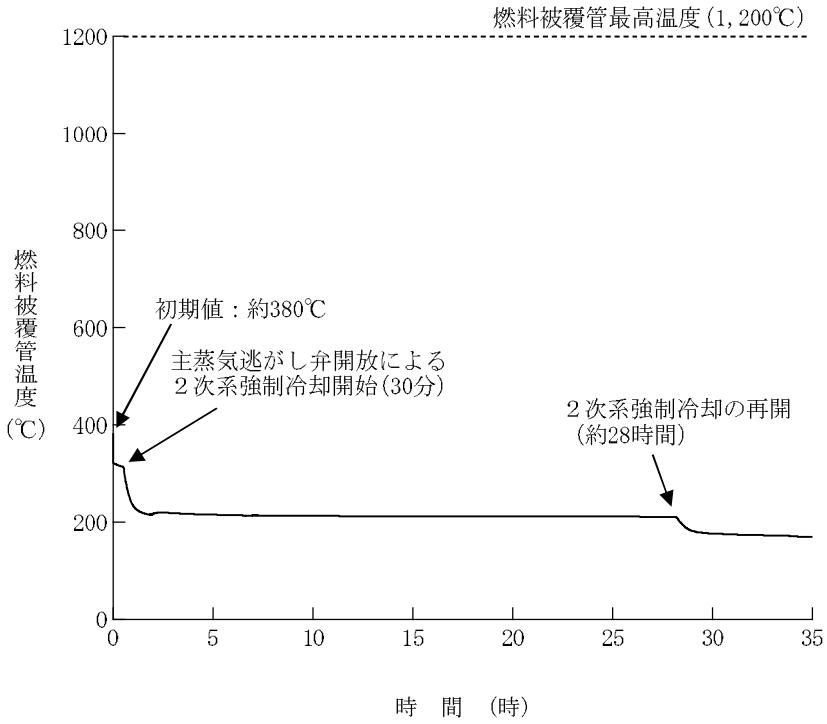
第1.15-186図　1次冷却材流量の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



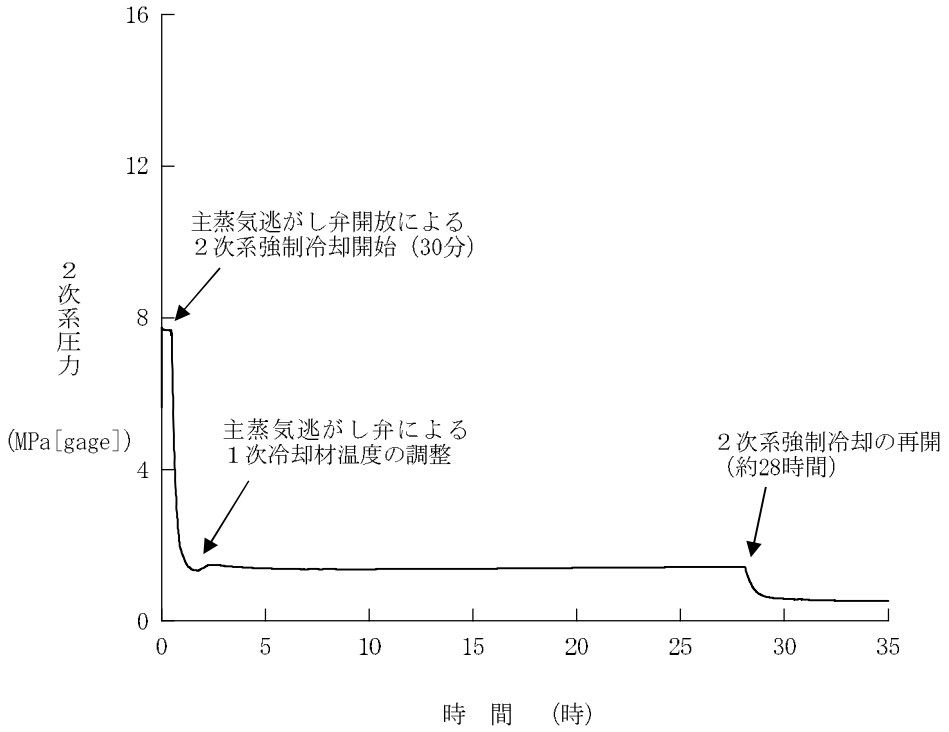
第1.15-187図　炉心上端ボイド率の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



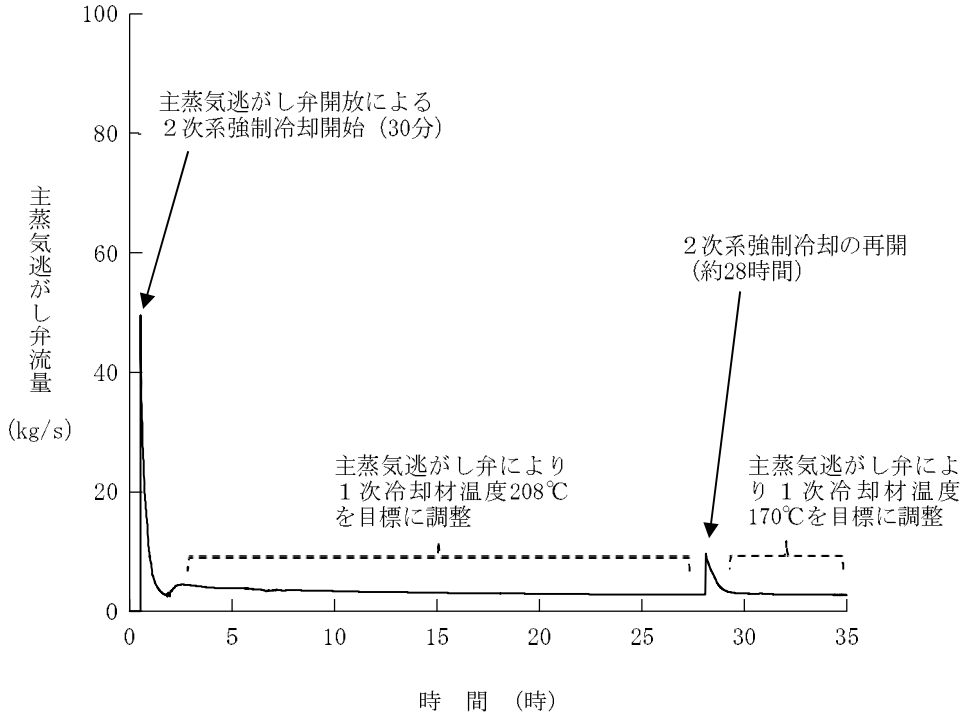
第1.15-188図　原子炉容器内水位の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



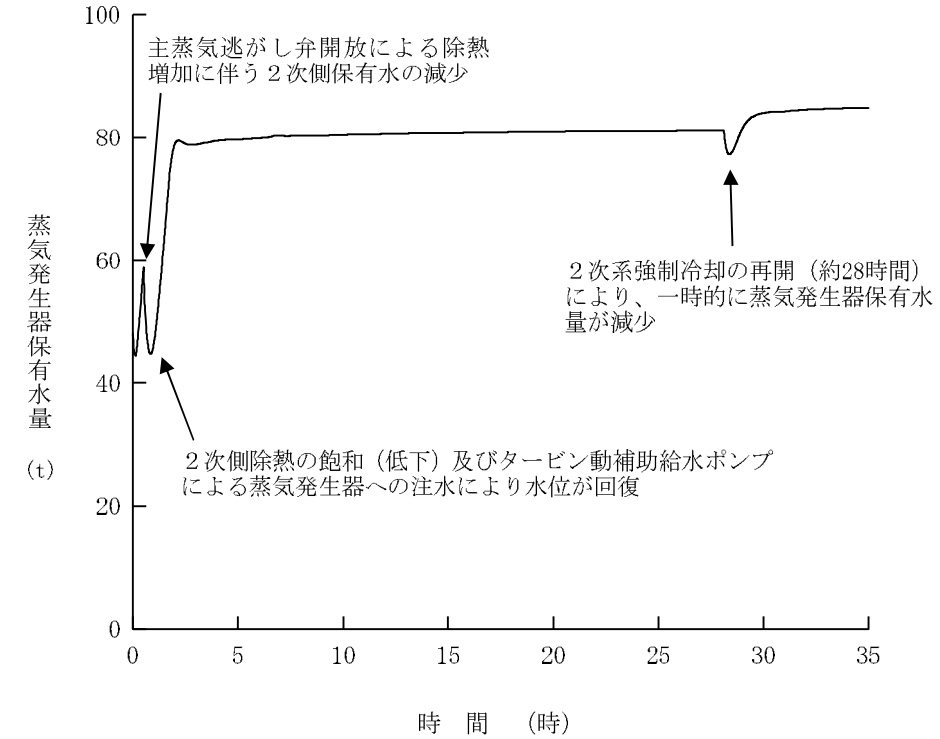
第1.15-189図　燃料被覆管温度の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



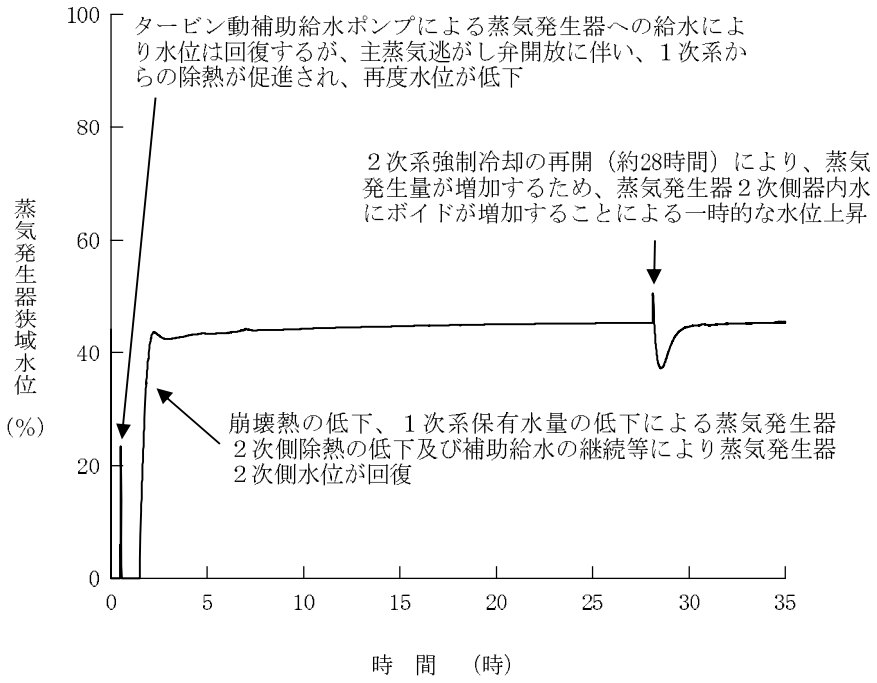
第1.15-190図　2次系圧力の推移（RCPシールLOCAが発生しない場合）



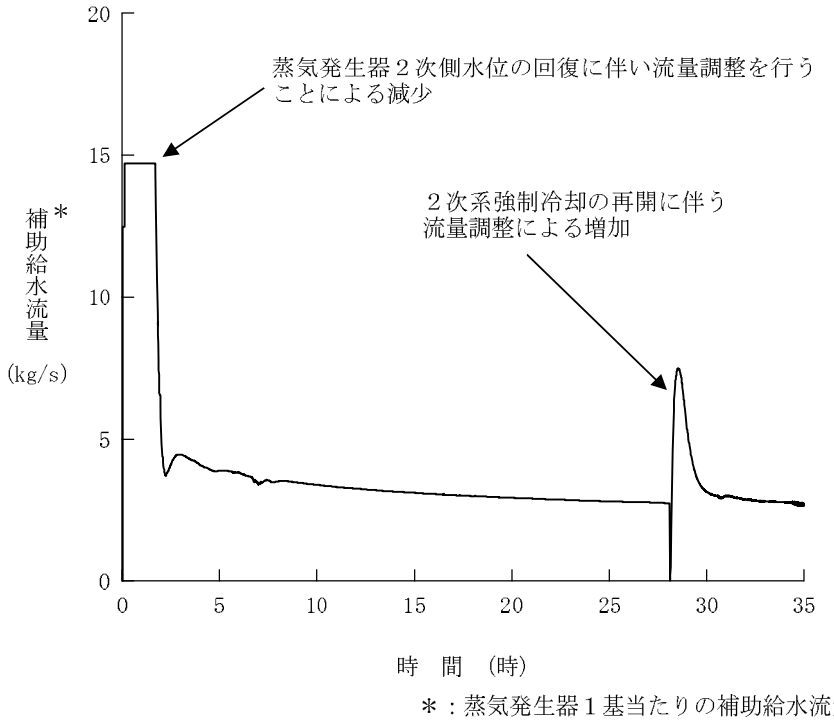
第1.15-191図　主蒸気逃がし弁流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



第1.15-192図　蒸気発生器保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)

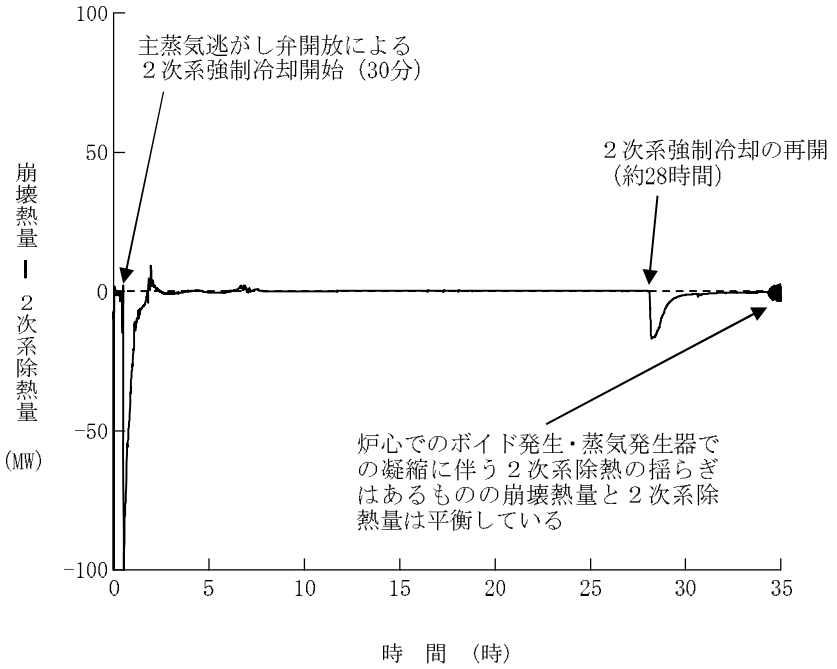


第1.15-193図　蒸気発生器水位の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)

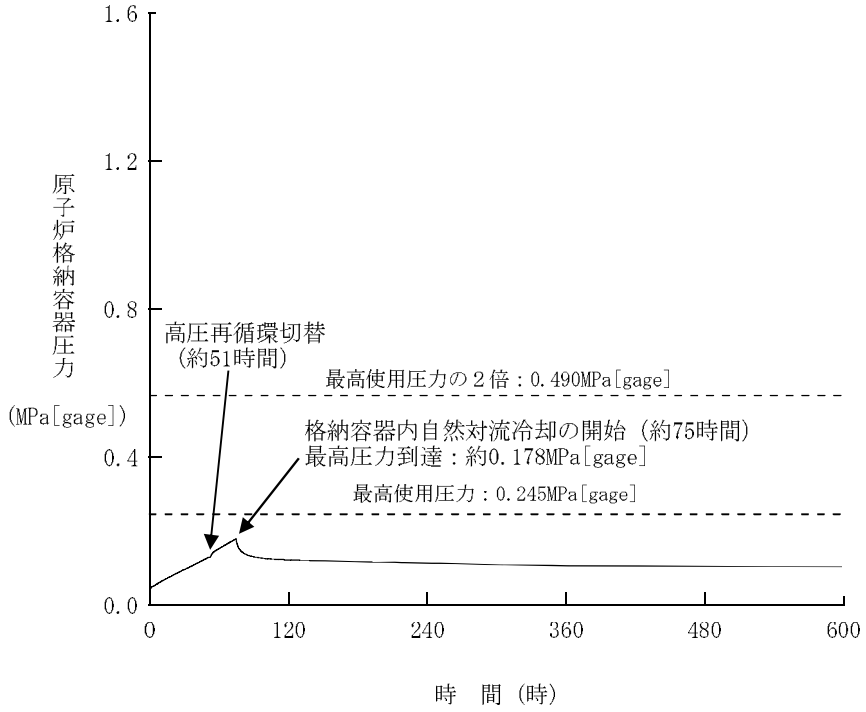


＊：蒸気発生器１基当たりの補助給水流量

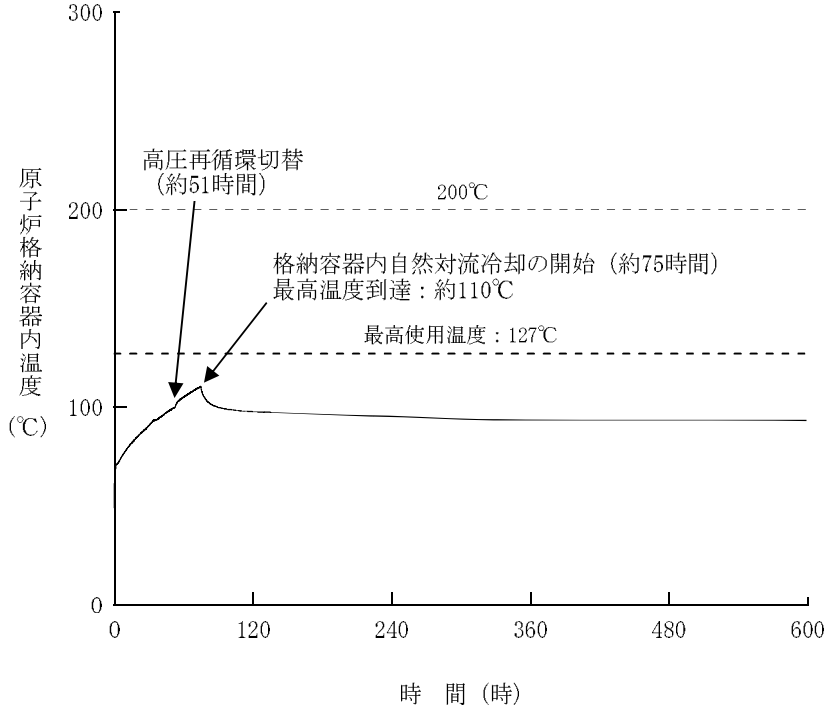
第1.15-194図　補助給水流量の推移(RCPシールLOCAが発生しない場合)



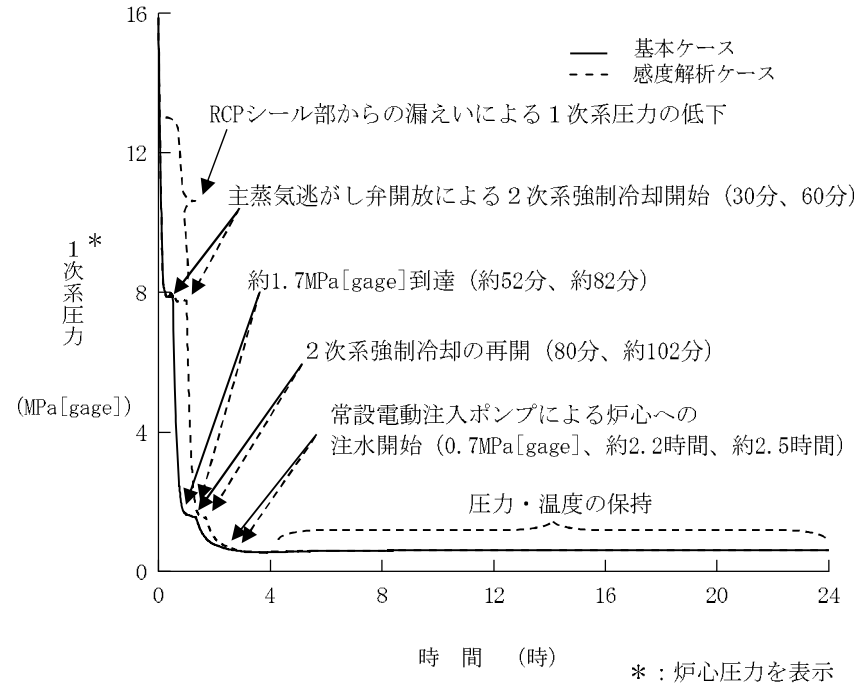
第1.15-195図　崩壊熱量と2次系除熱量の推移
（RCPシールLOCAが発生しない場合）



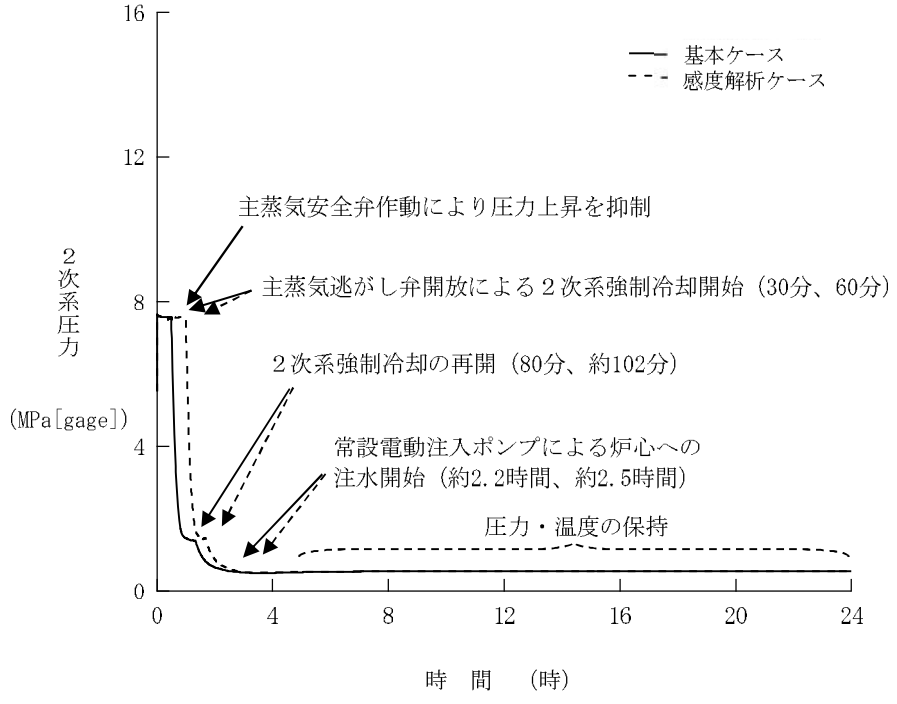
第1.15-196図　原子炉格納容器圧力の長期間の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）



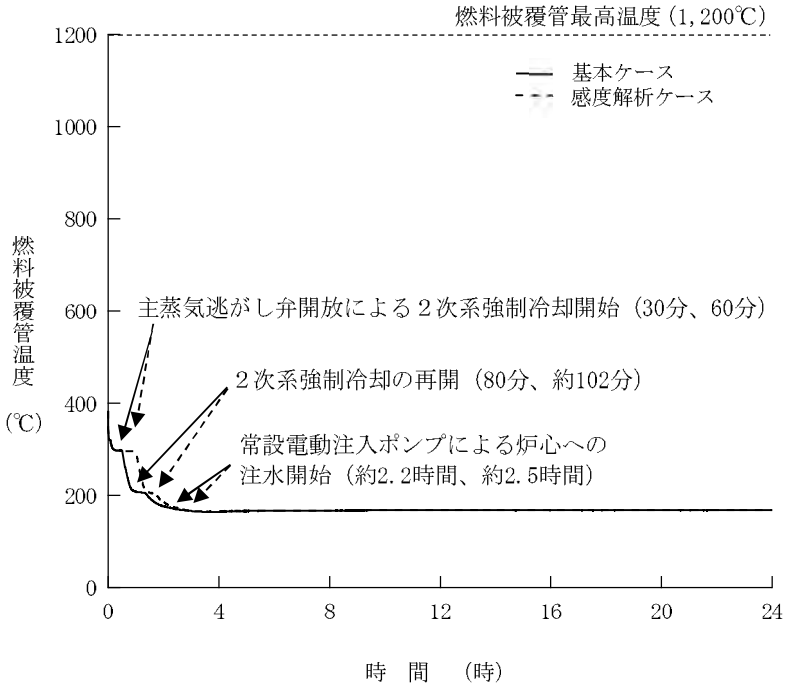
第1.15-197図　原子炉格納容器内温度の長期間の推移
（RCPシールLOCAが発生する場合）



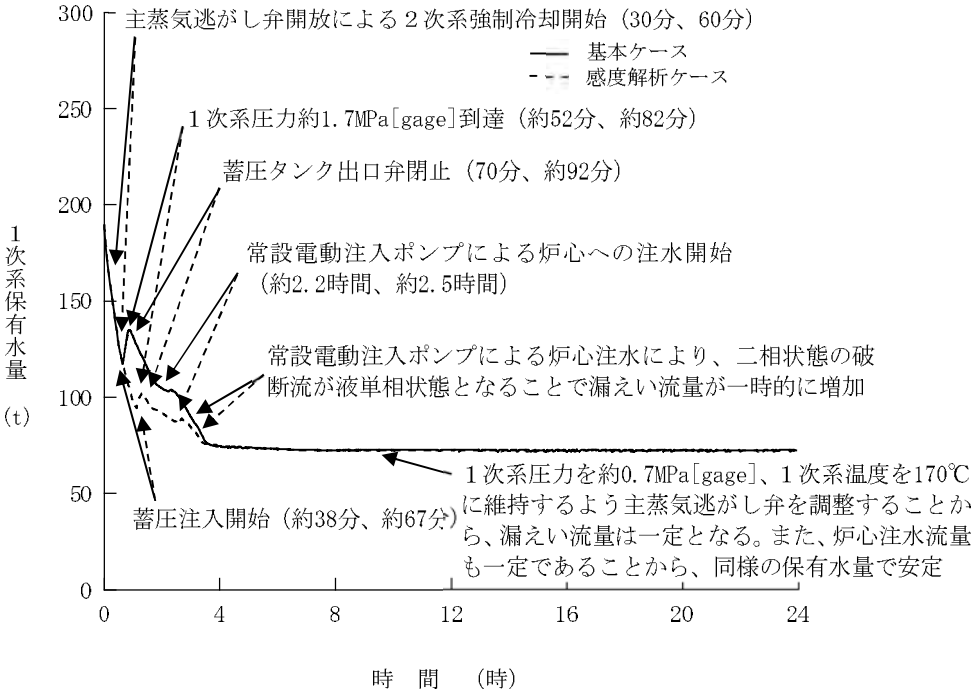
第1.15-198図　1次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



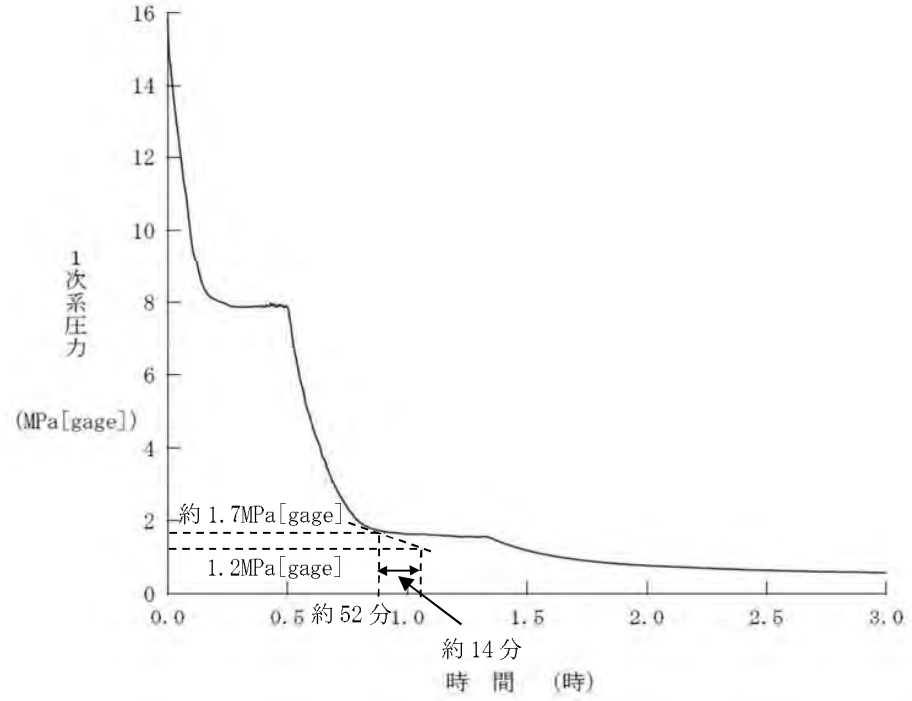
第1.15-199図　2次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



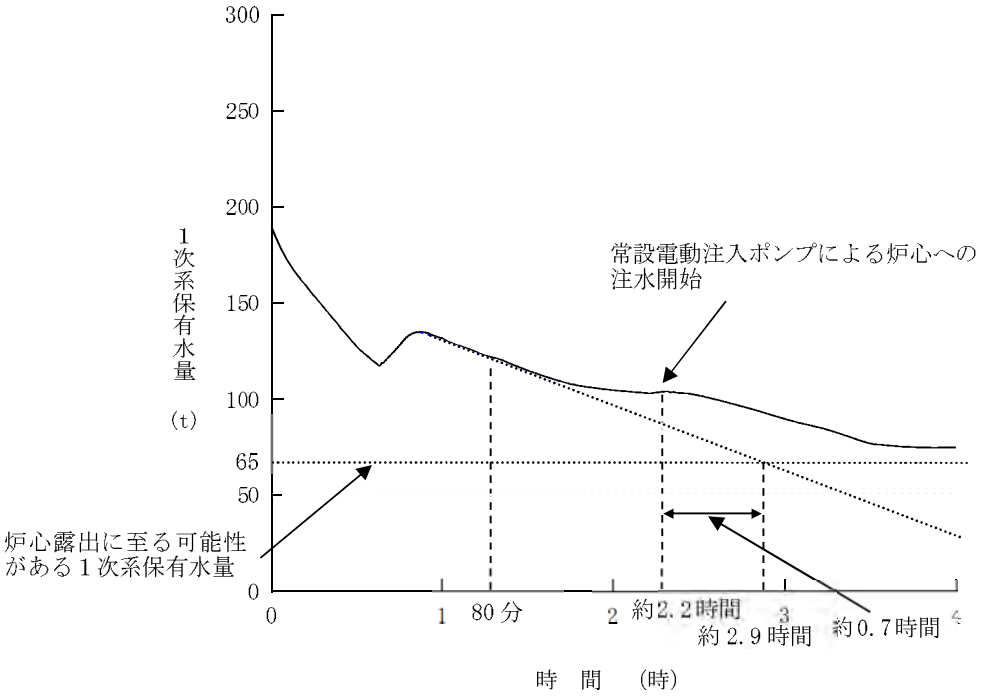
第1.15-200図　燃料被覆管温度の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



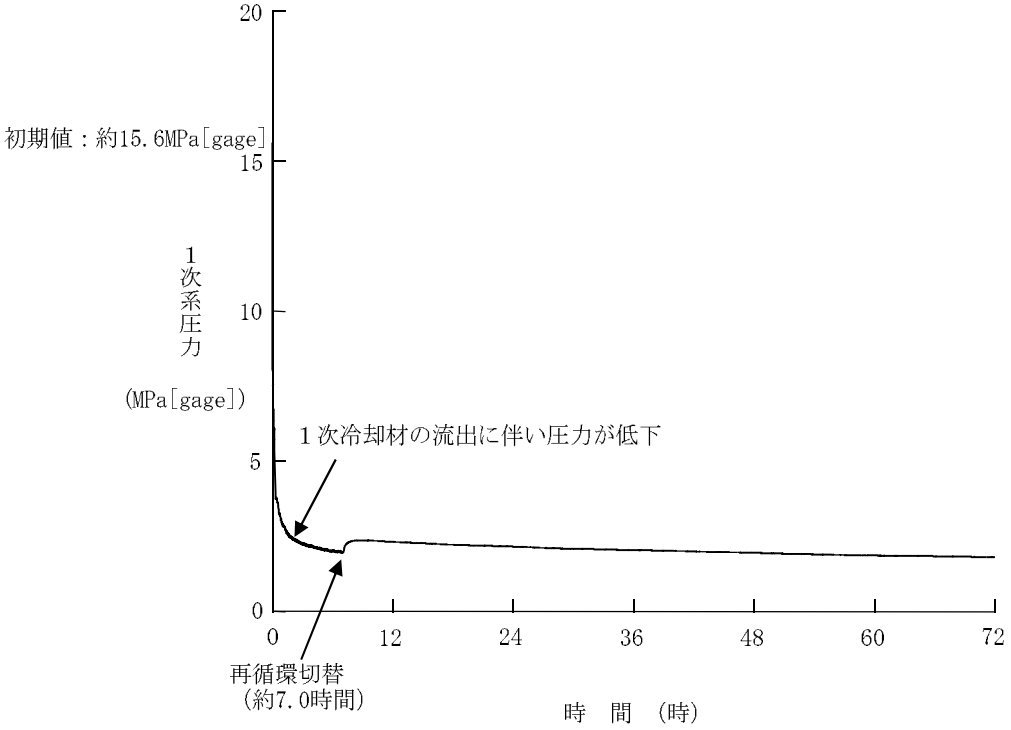
第1.15-201図　1次系保有水量の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）
（主蒸気逃がし弁操作時間余裕確認）



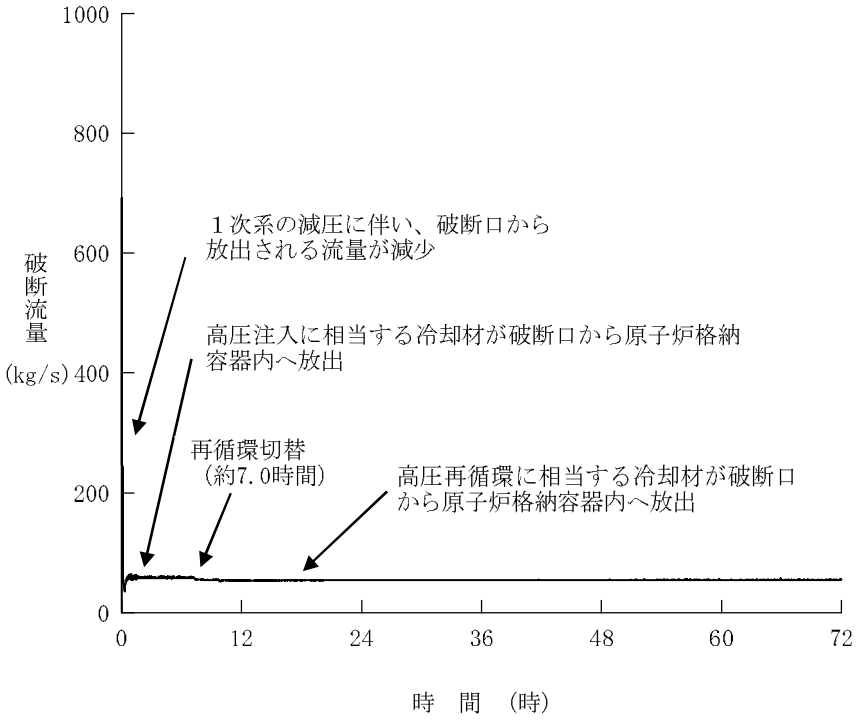
第1.15-202図 1次系圧力の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(蓄圧タンク出口弁閉止操作時間余裕確認)



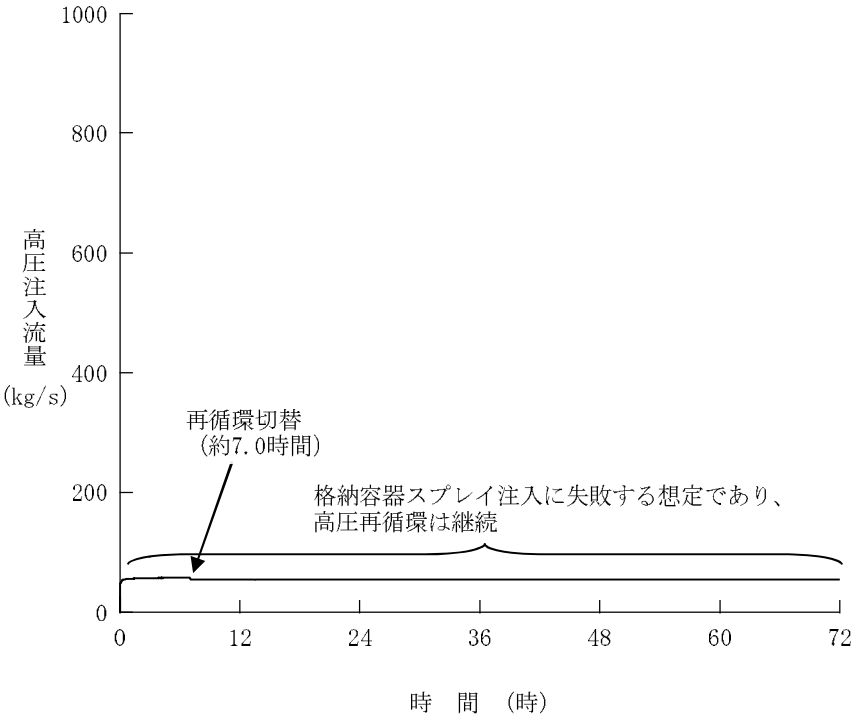
第1.15-203図 1次系保有水量の推移(RCPシールLOCAが発生する場合)
(代替炉心注水操作時間余裕確認)



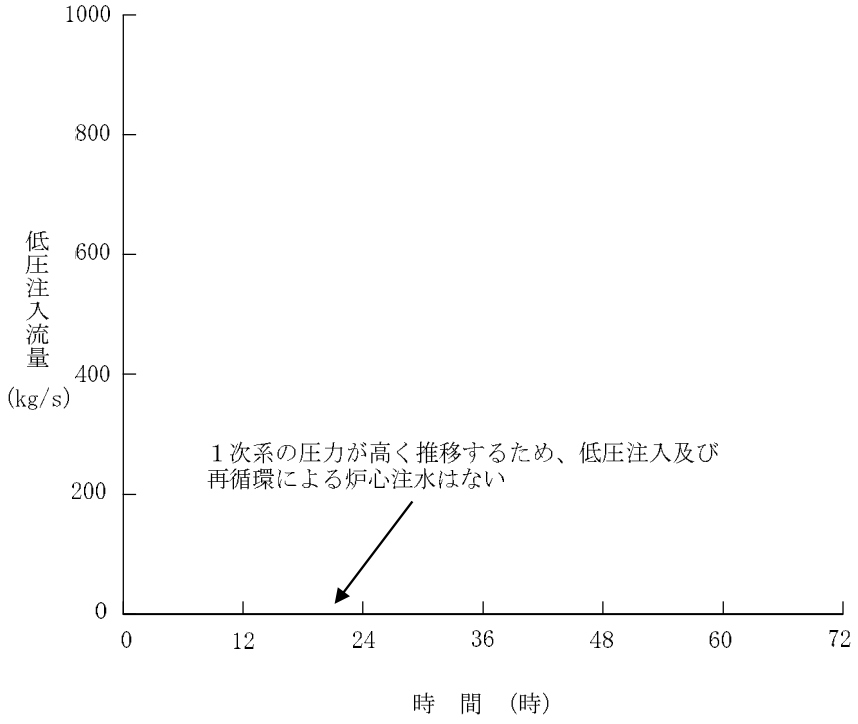
第1.15-204図　1次系圧力の推移



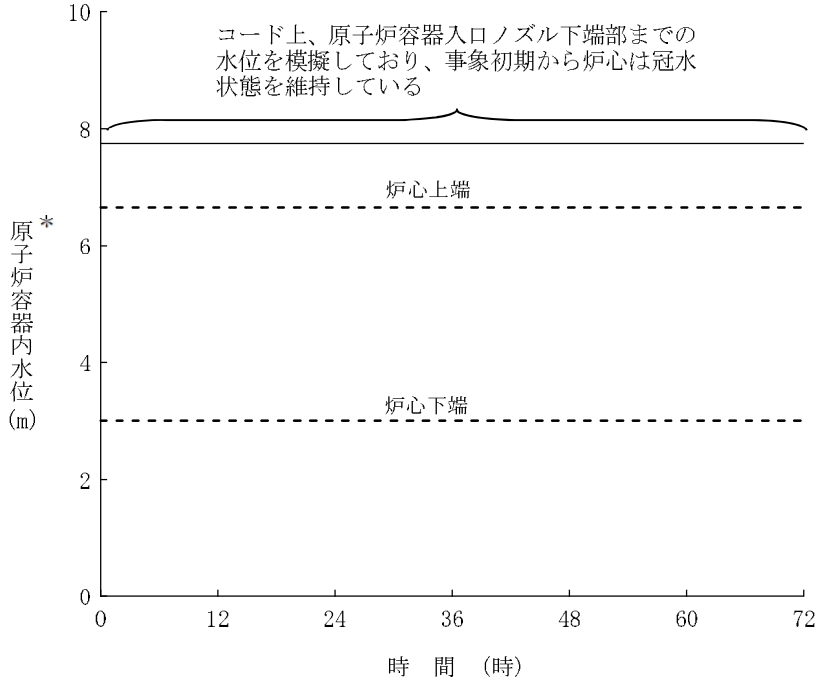
第1.15-205図　破断流量の推移



第1.15-206図　高圧注入流量の推移

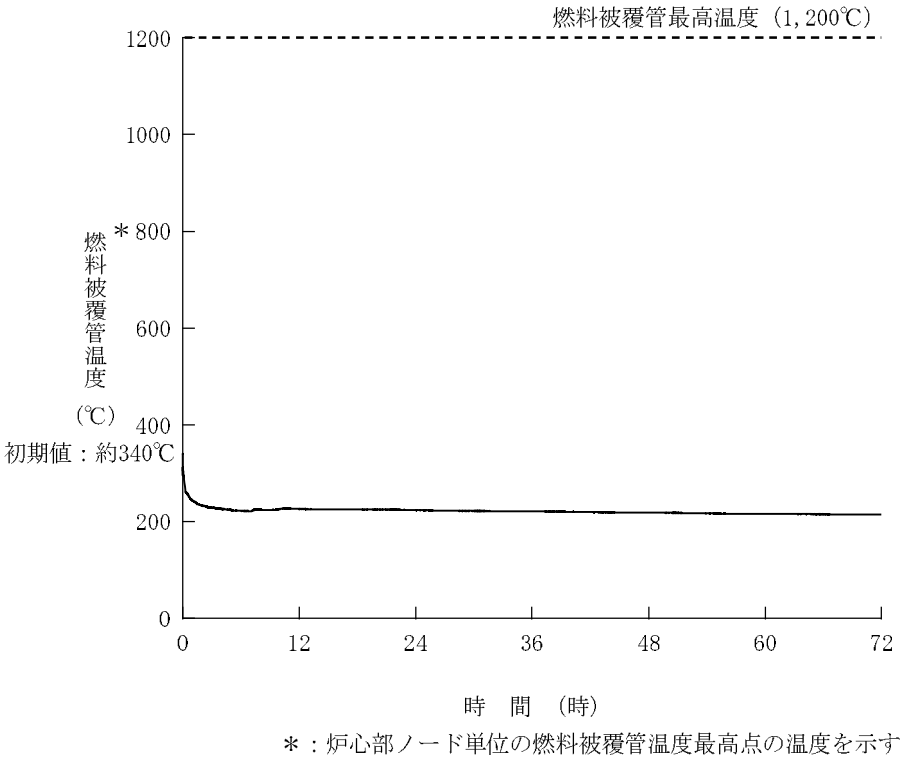


第1.15-207図　低圧注入流量の推移



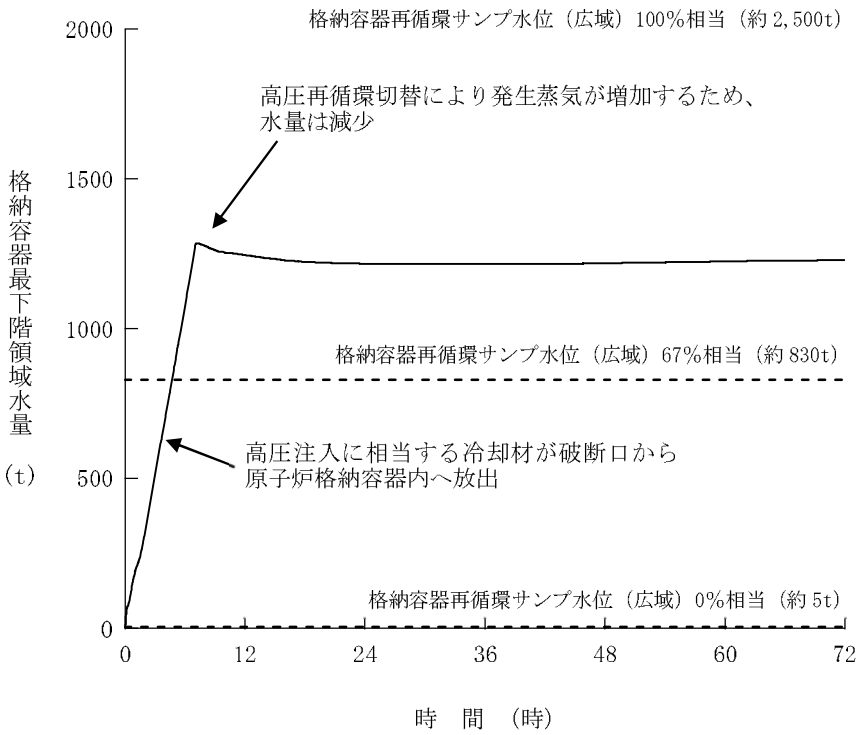
＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

第1.15-208図　原子炉容器内水位の推移

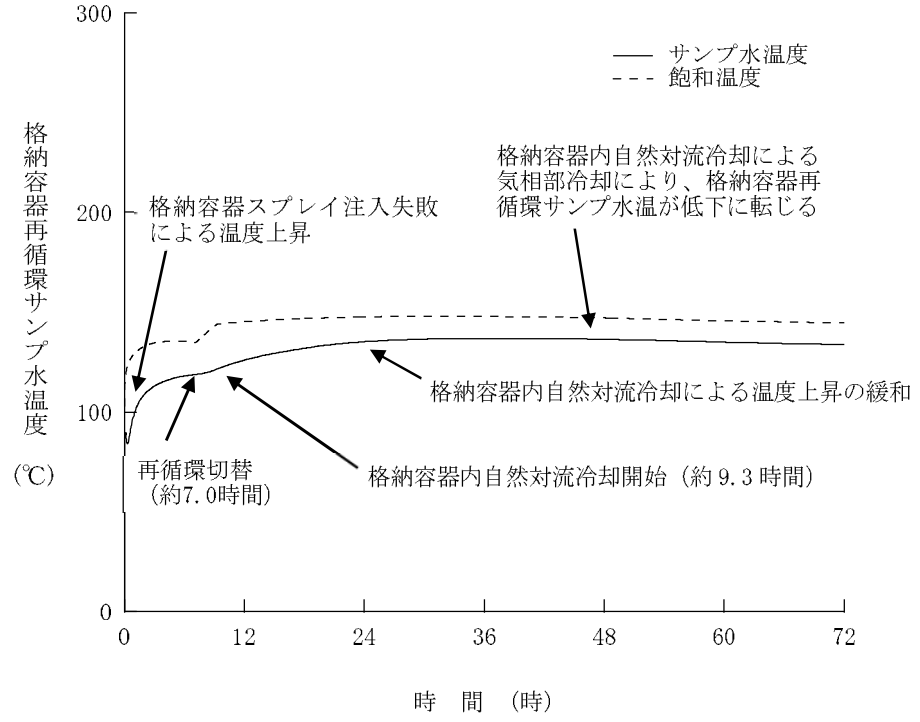


＊：炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

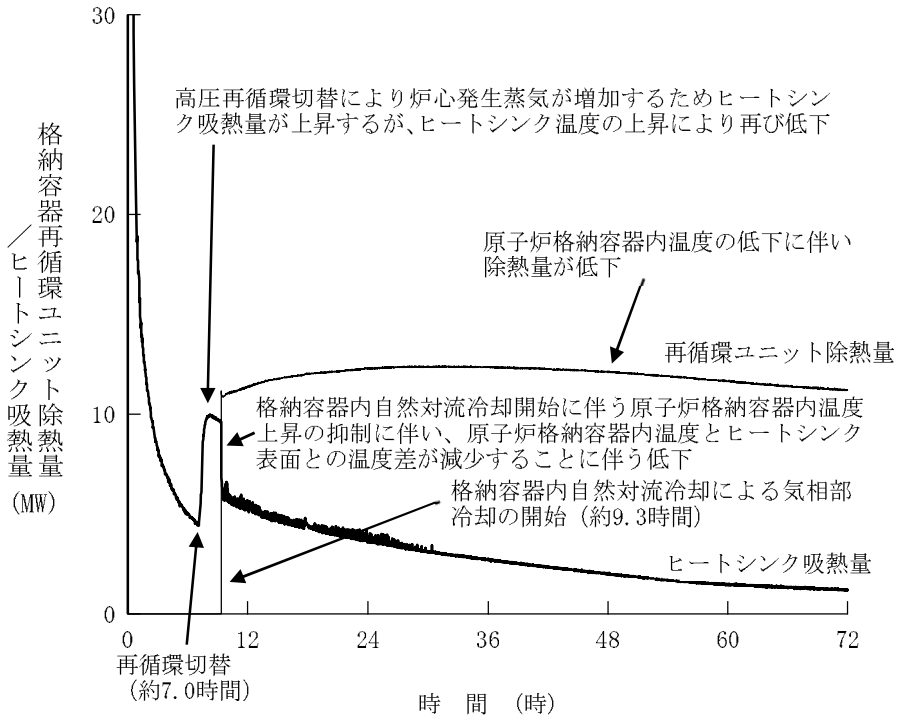
第1.15-209図　燃料被覆管温度の推移



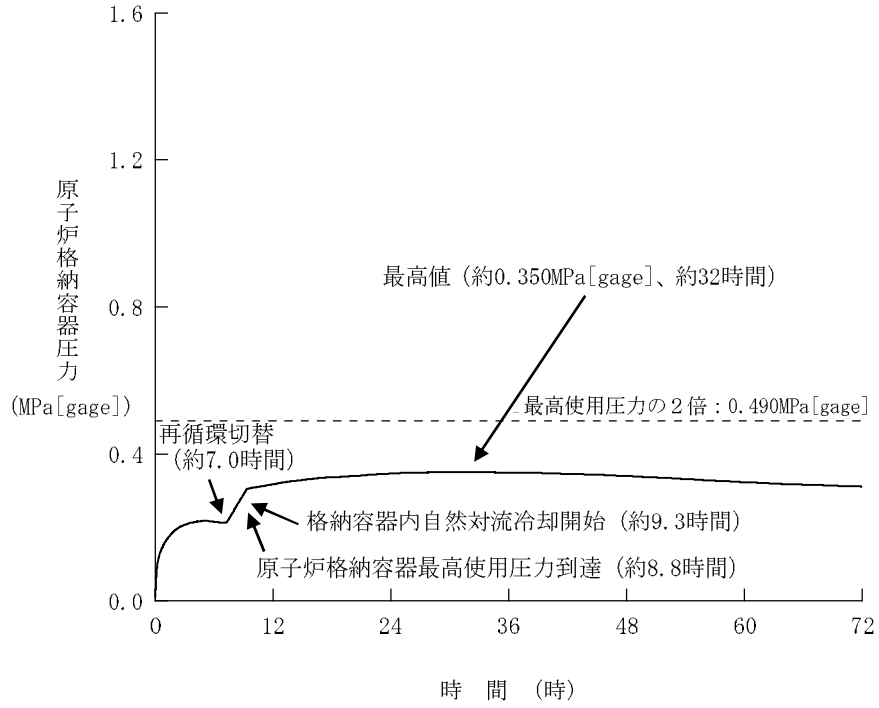
第1.15-210図　格納容器最下階領域水量の推移



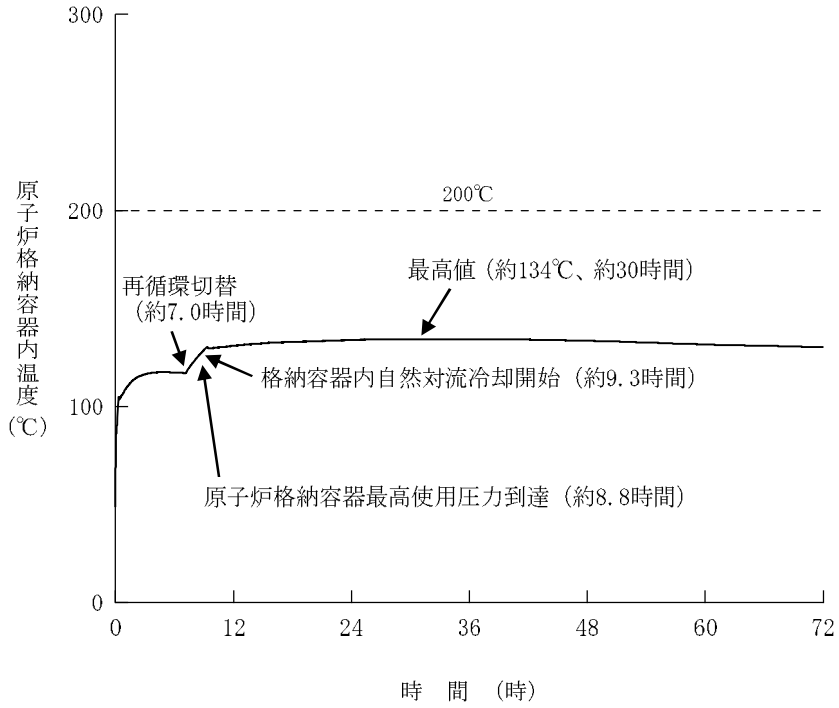
第1.15-211図　格納容器再循環サンプ水温度の推移



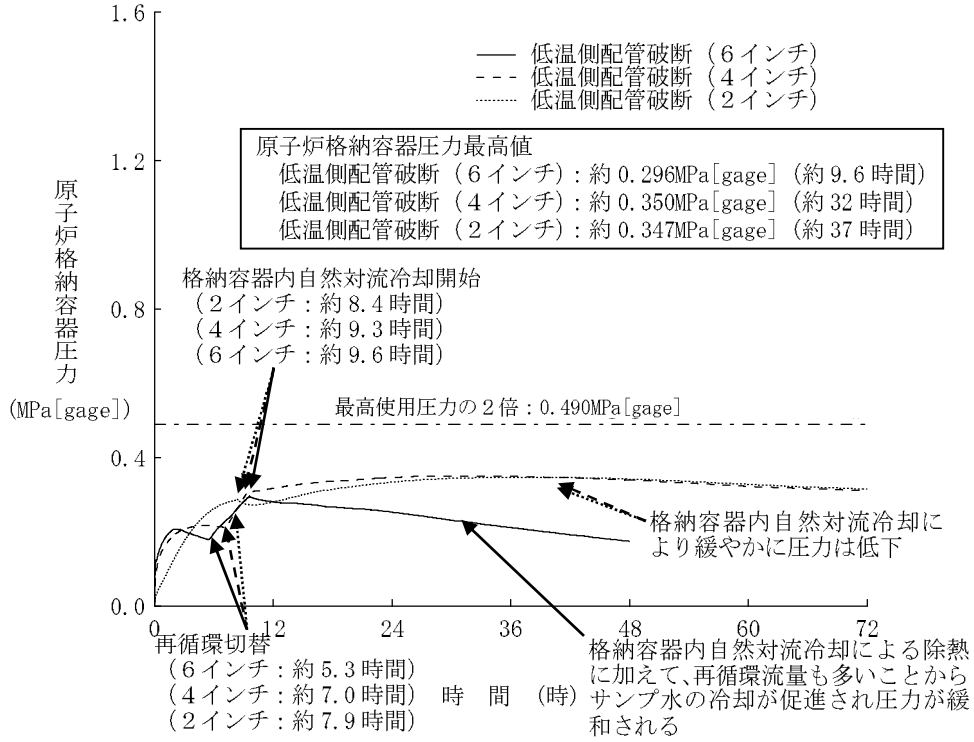
第1.15-212図　原子炉格納容器からの除熱量の推移



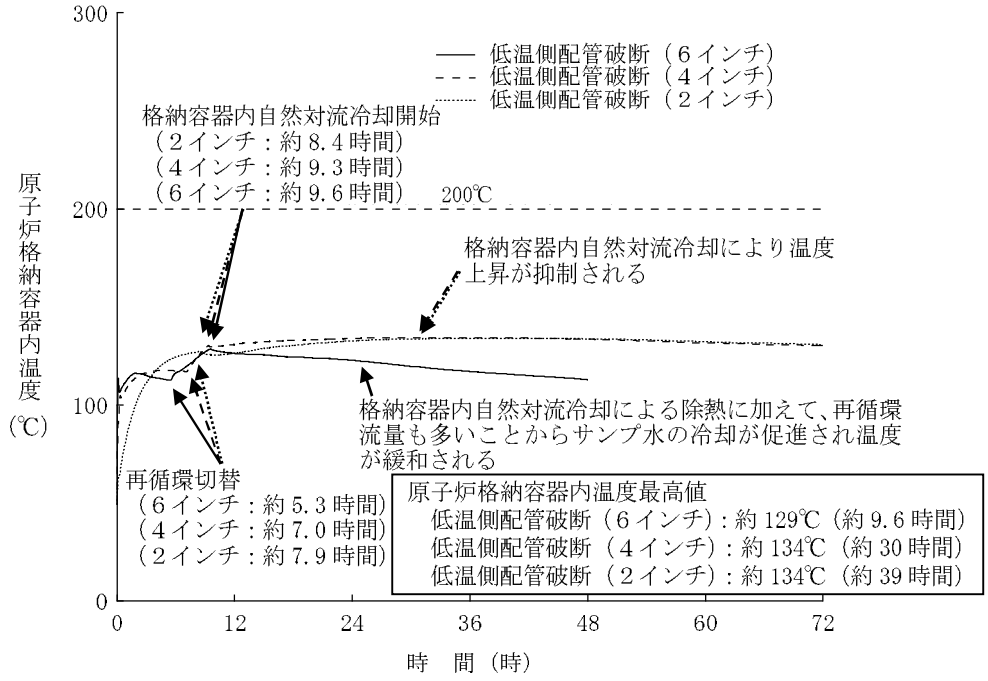
第1.15-213図　原子炉格納容器圧力の推移



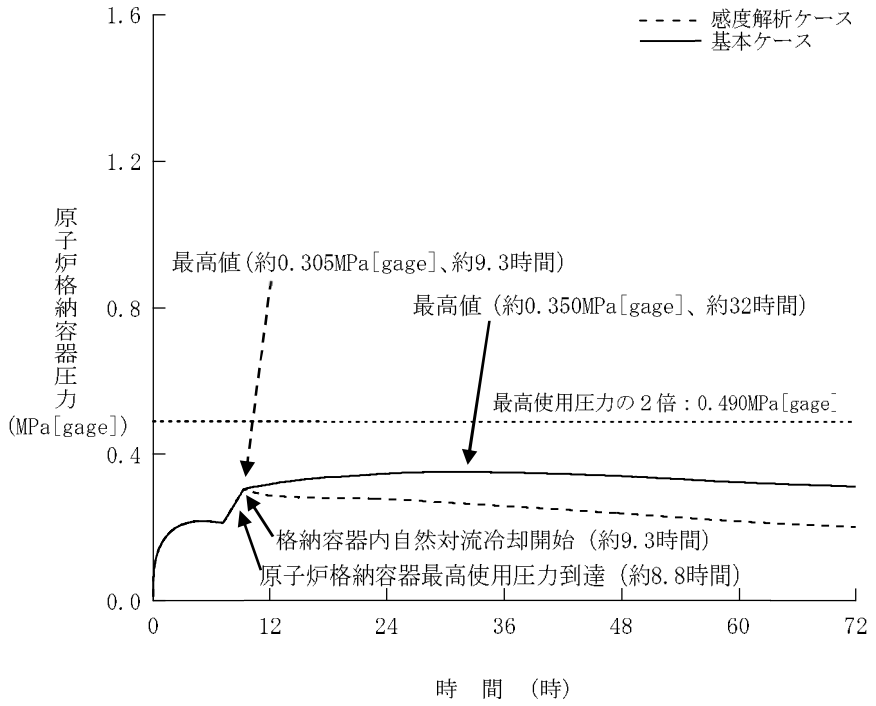
第1.15-214図　原子炉格納容器内温度の推移



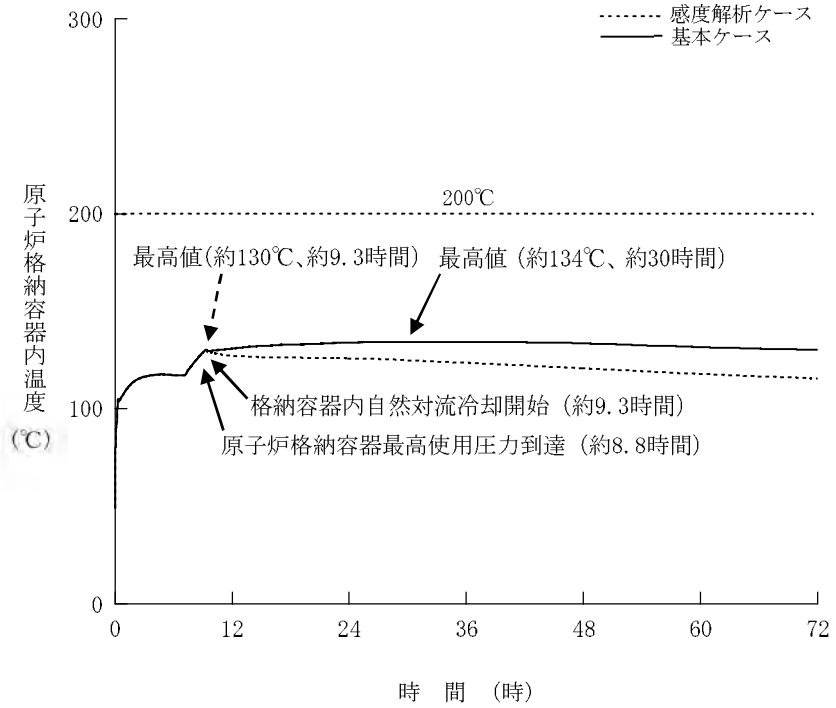
第1.15-215図　原子炉格納容器圧力の推移(破断口径の影響確認)



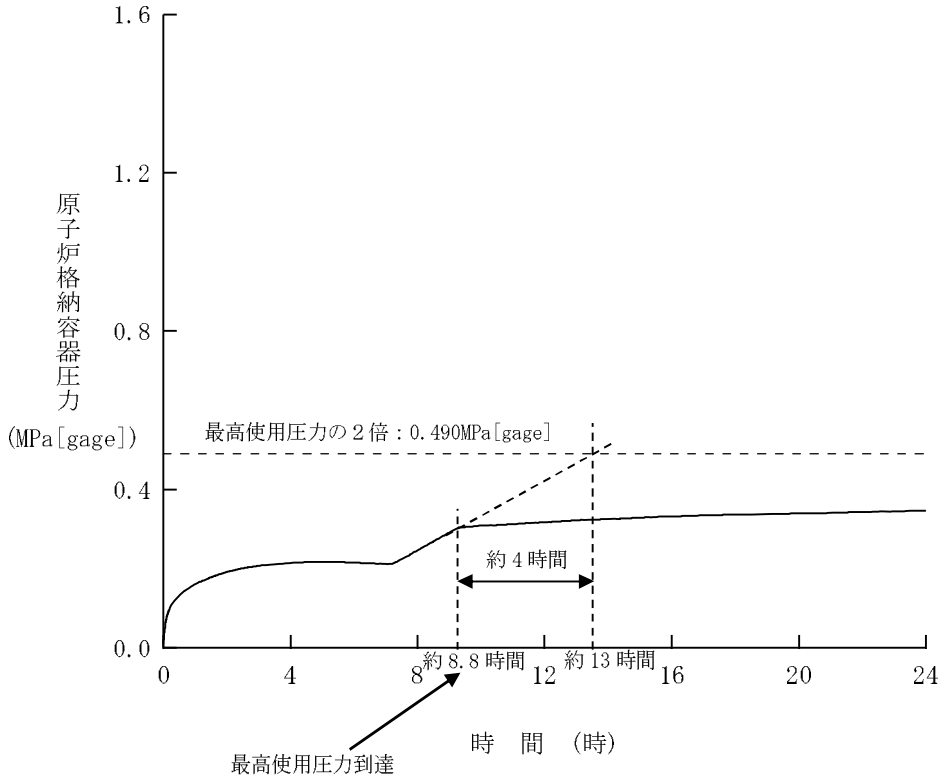
第1.15-216図　原子炉格納容器内温度の推移(破断口径の影響確認)



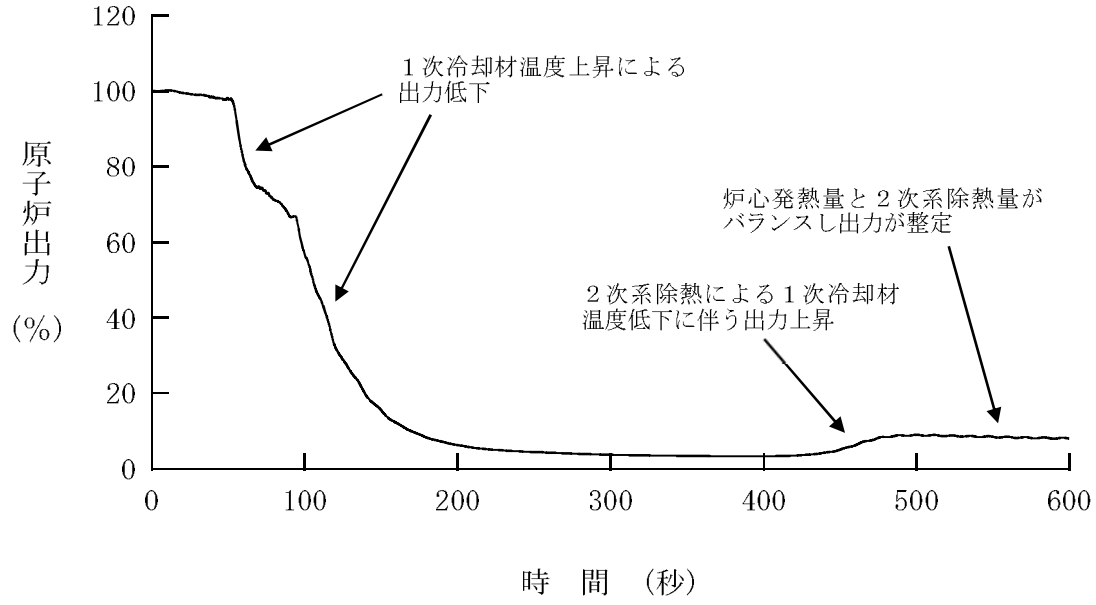
第1.15-217図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



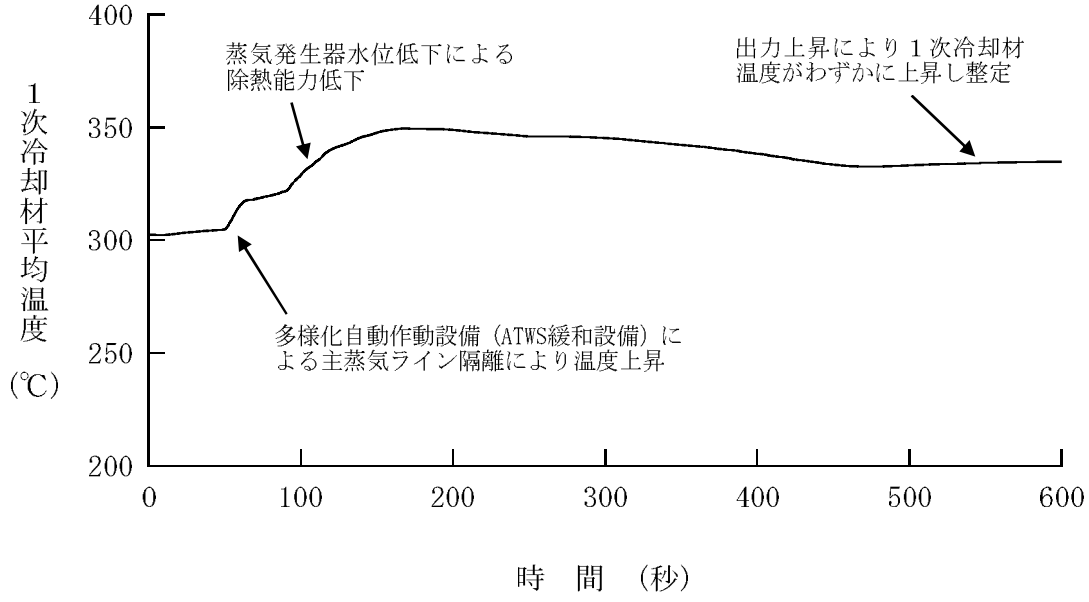
第1.15-218図　原子炉格納容器内温度の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



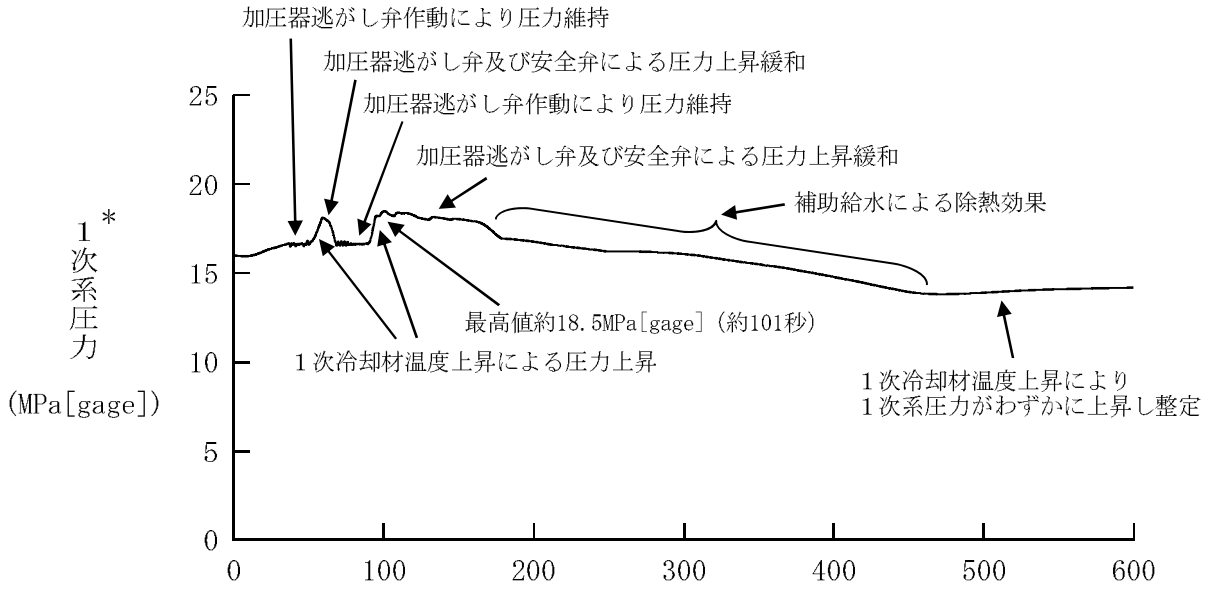
第1.15-219図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器内自然対流冷却操作時間余裕確認）



第1.15-220図　原子炉出力の推移(主給水流量喪失)

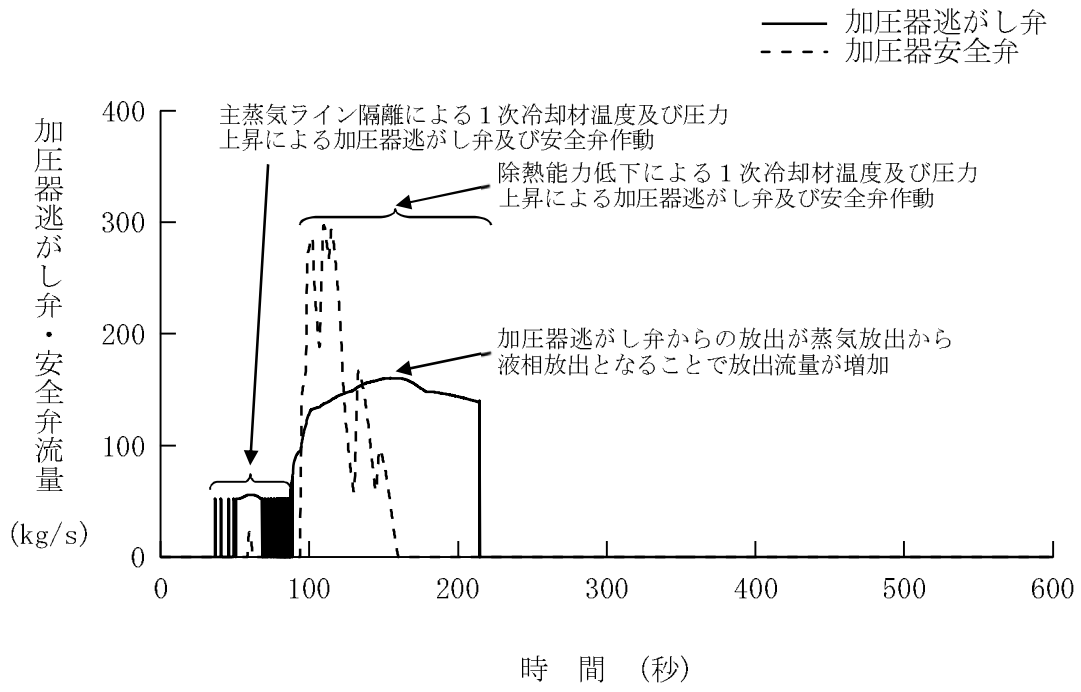


第1.15-221図　1次冷却材平均温度の推移(主給水流量喪失)

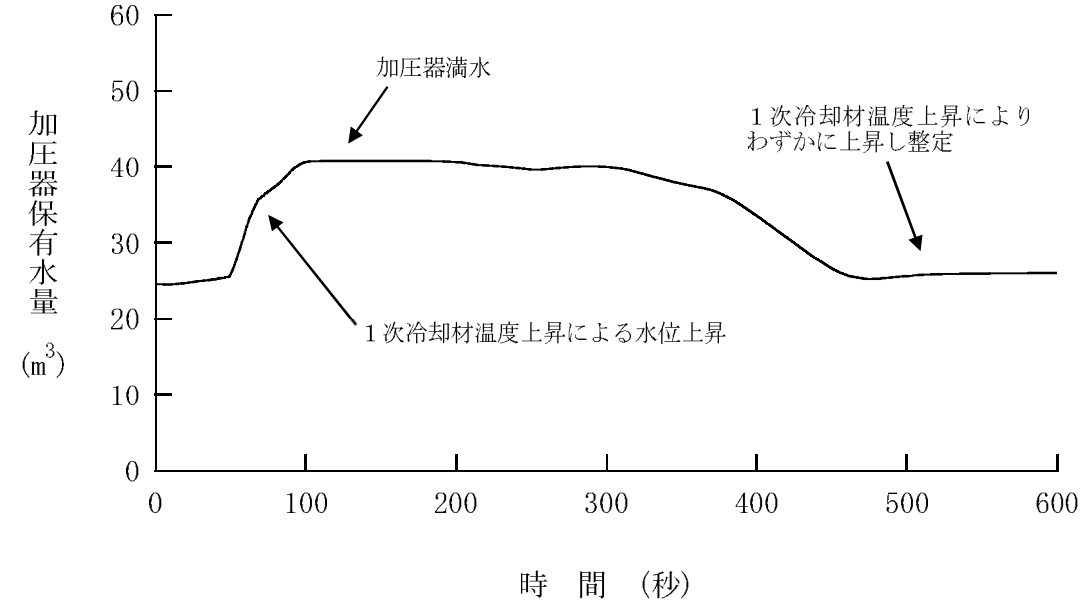


＊：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

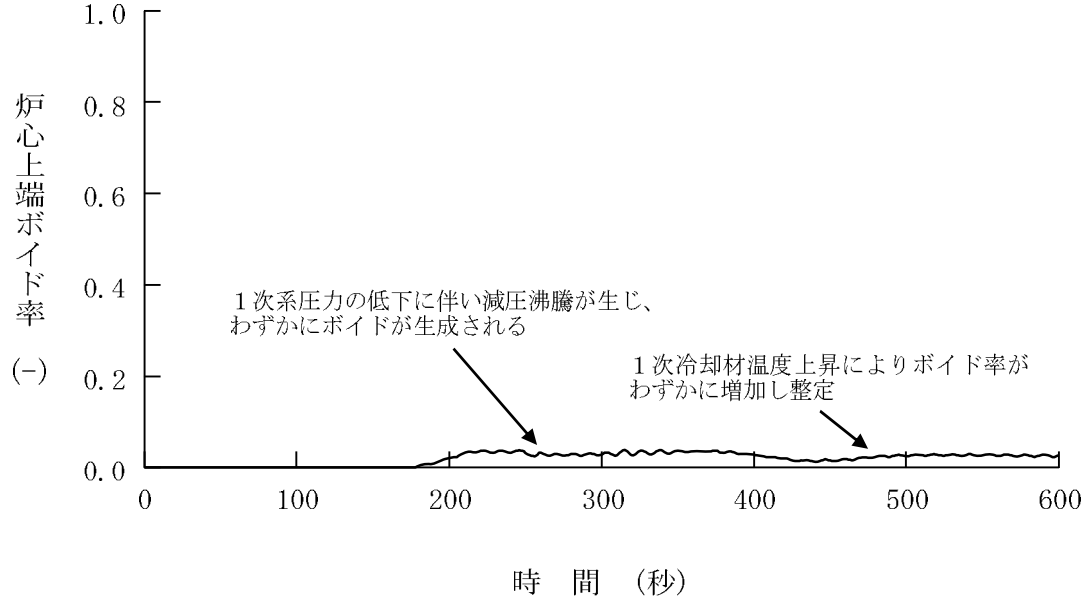
第1.15-222図　1次系圧力の推移（主給水流量喪失）



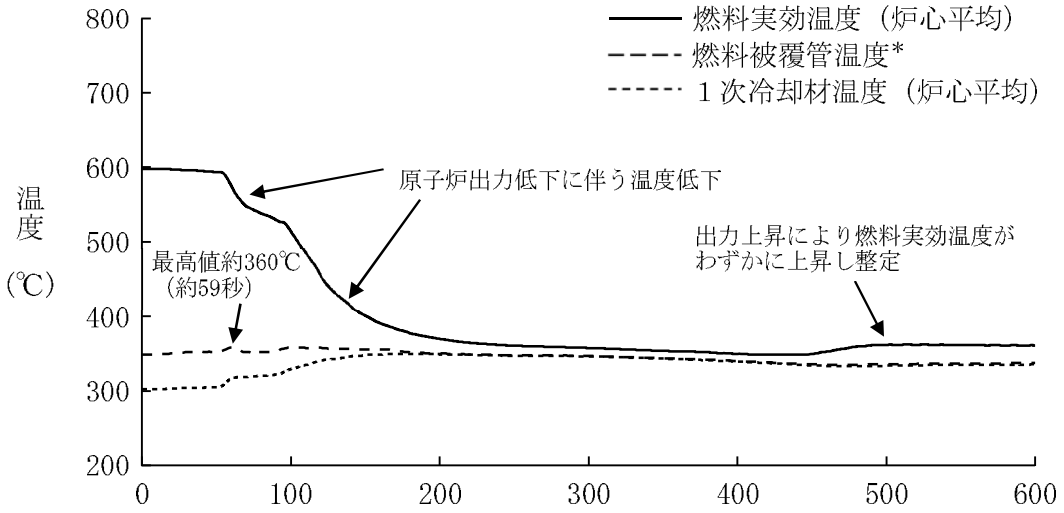
第1.15-223図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(主給水流量喪失)



第1.15-224図　加圧器保有水量の推移(主給水流量喪失)

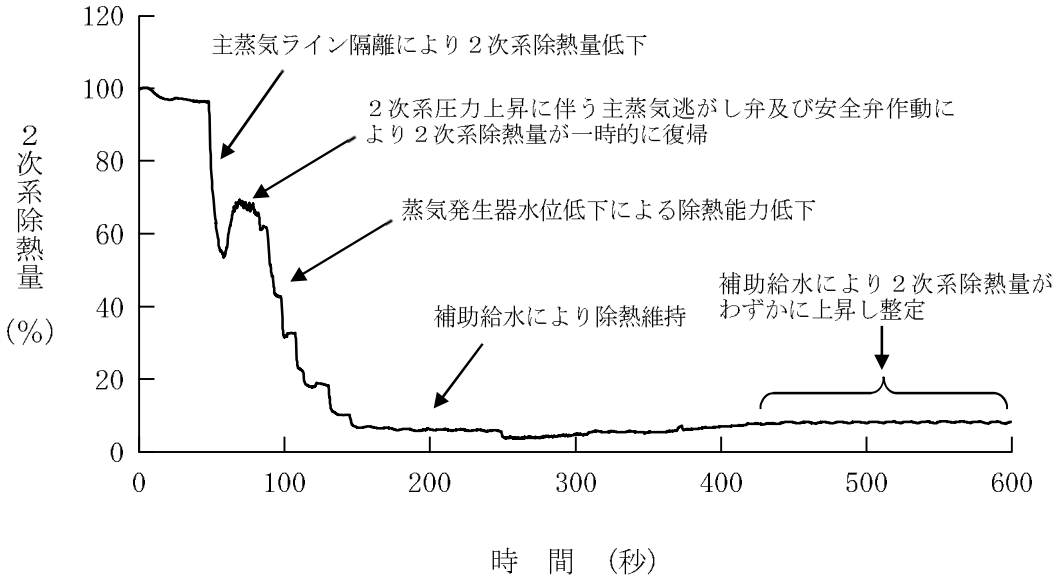


第1.15-225図　炉心上端ボイド率の推移(主給水流量喪失)

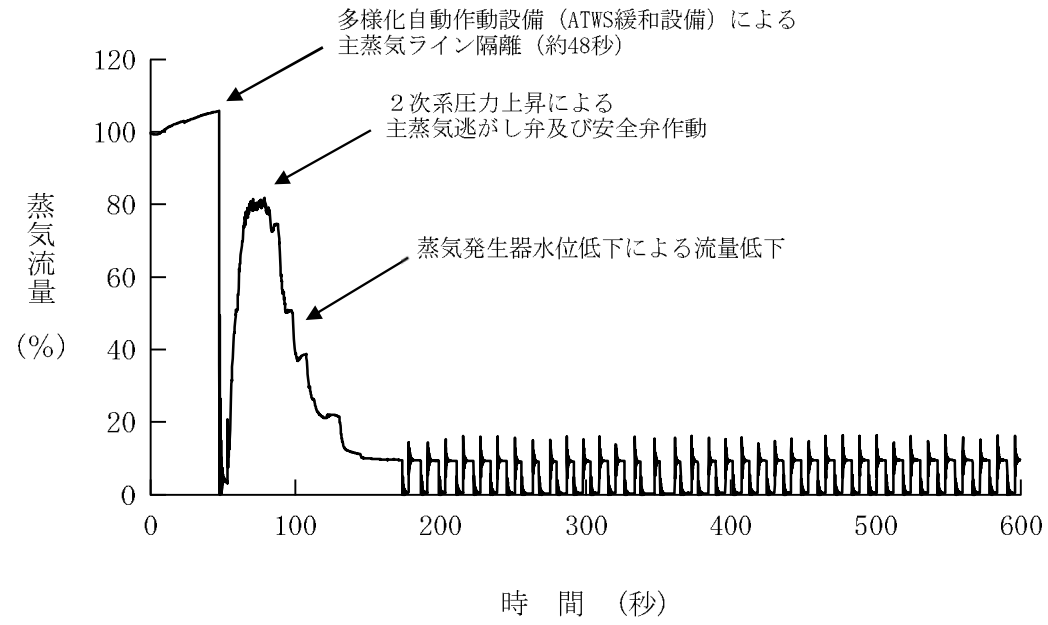


＊：燃料被覆管温度は、３次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

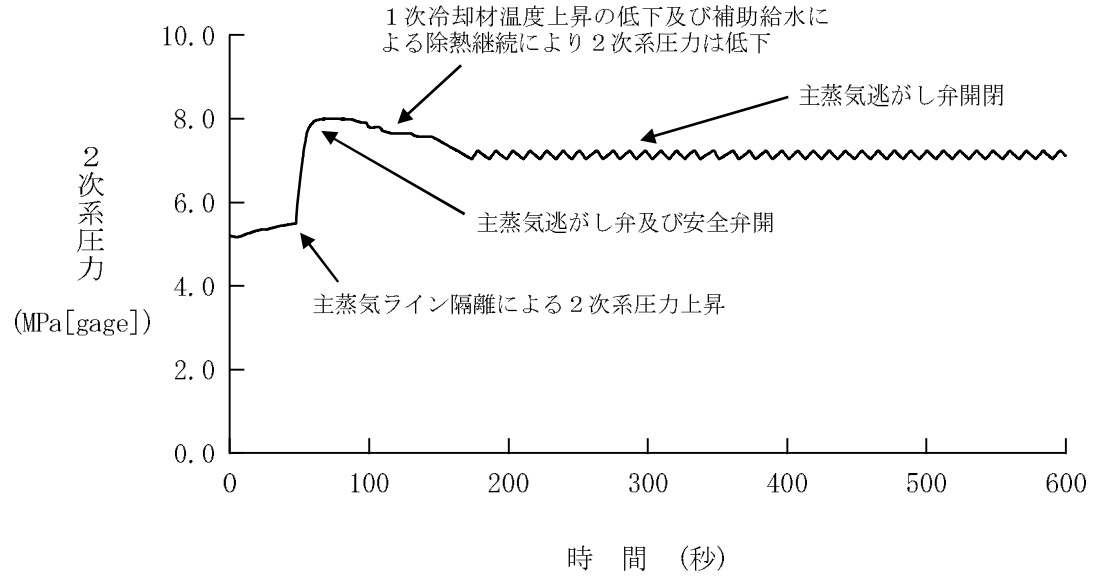
第1.15-226図　燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(主給水流量喪失)



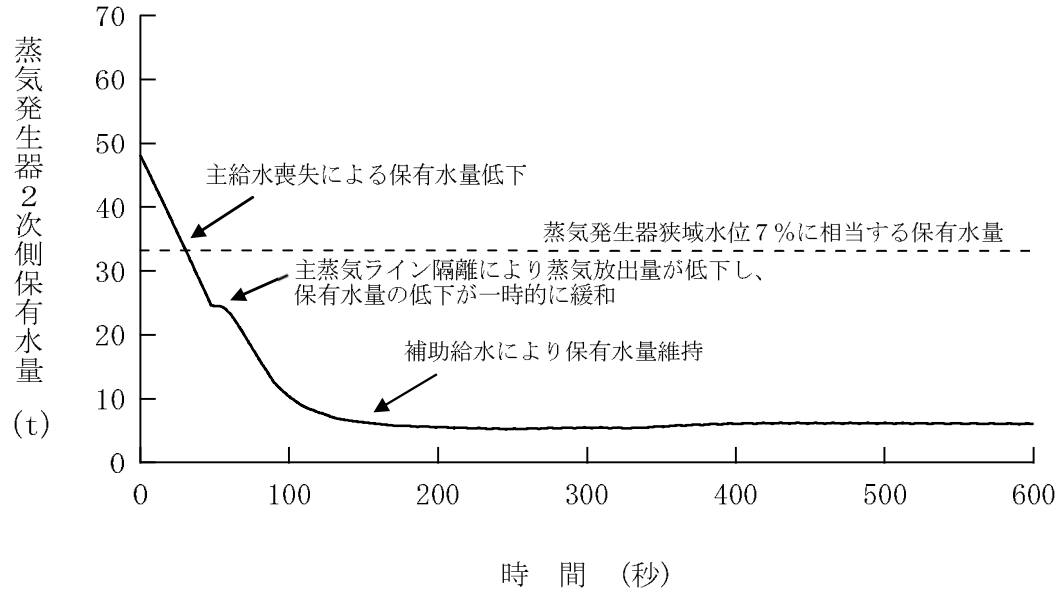
第1.15-227図　2次系除熱量の推移(主給水流量喪失)



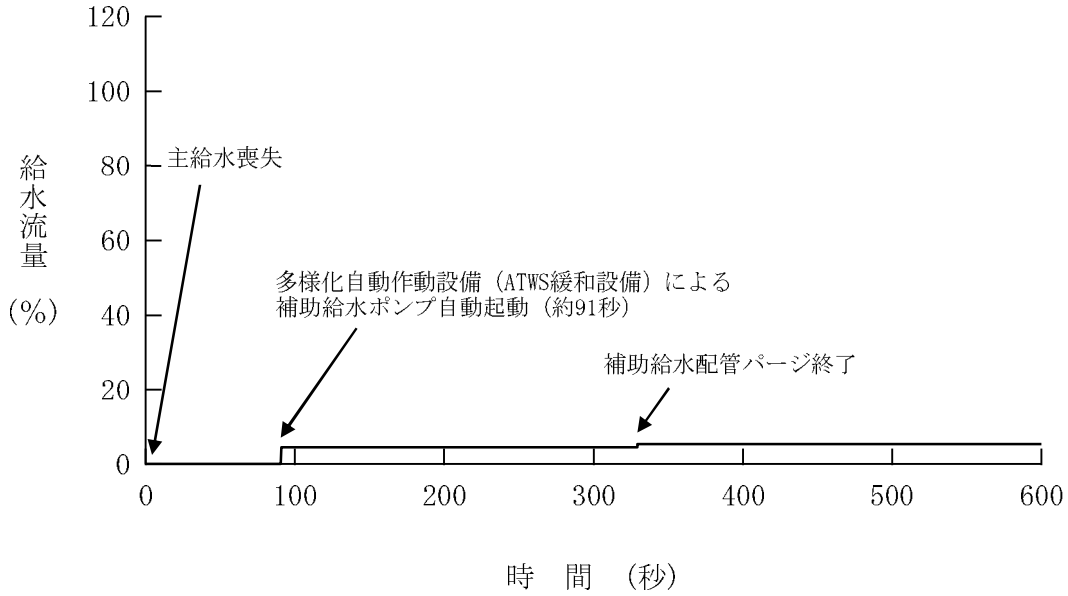
第1.15-228図　蒸気流量の推移(主給水流量喪失)



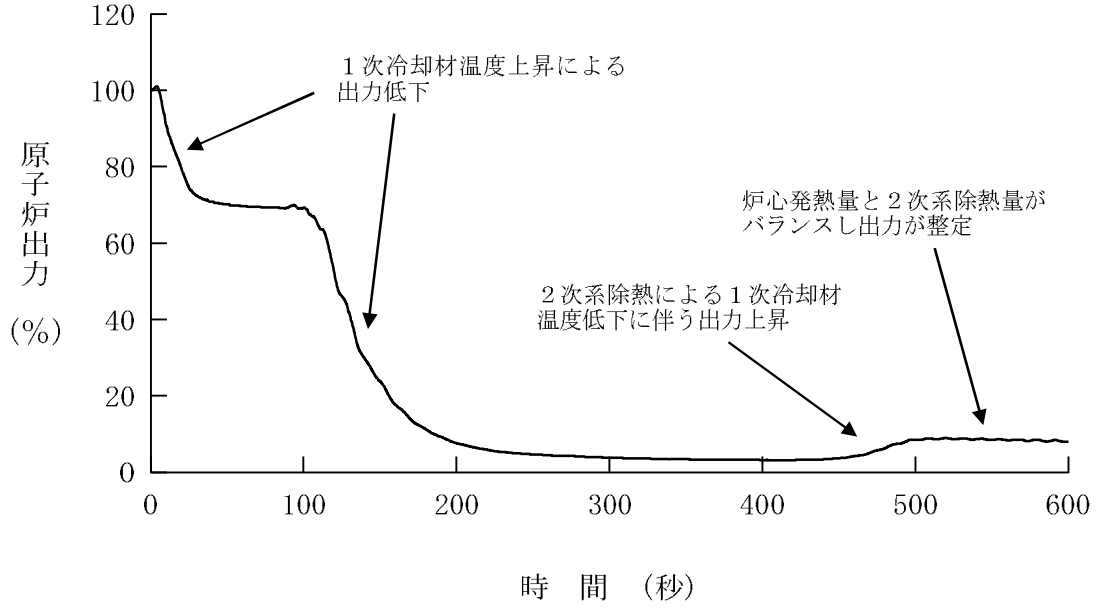
第1.15-229図　2次系圧力の推移(主給水流量喪失)



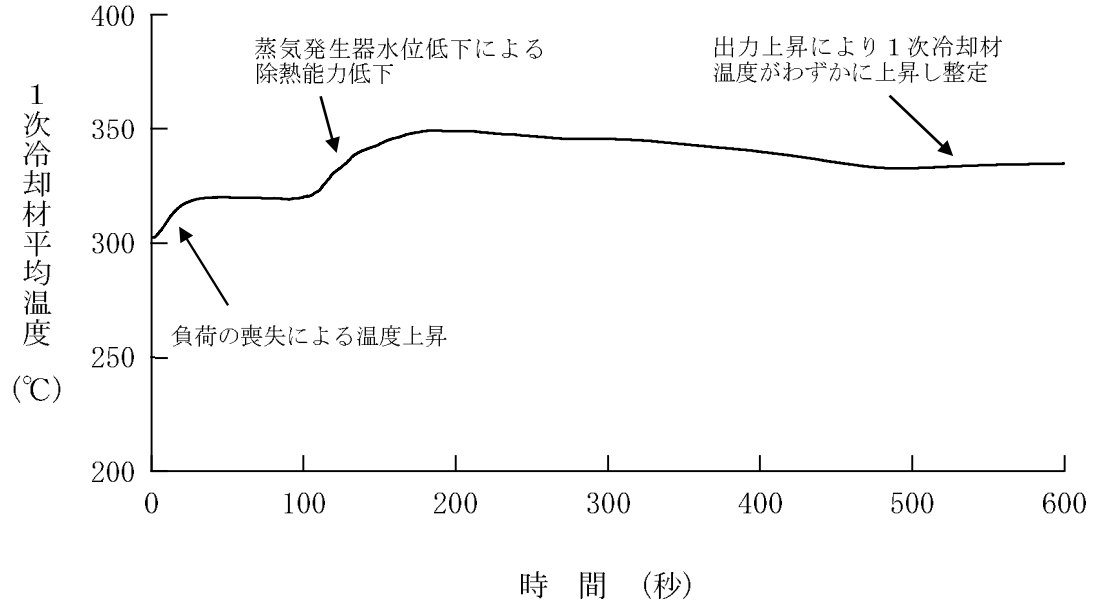
第1.15-230図　蒸気発生器2次側保有水量の推移(主給水流量喪失)



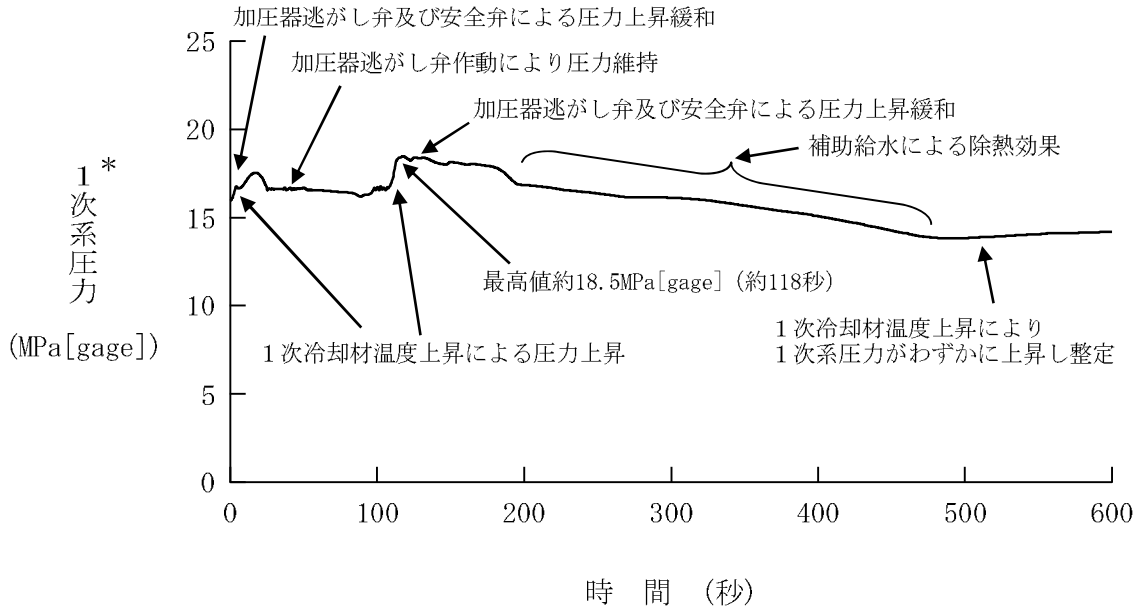
第1.15-231図　給水流量の推移(主給水流量喪失)



第1.15-232図　原子炉出力の推移(負荷の喪失)

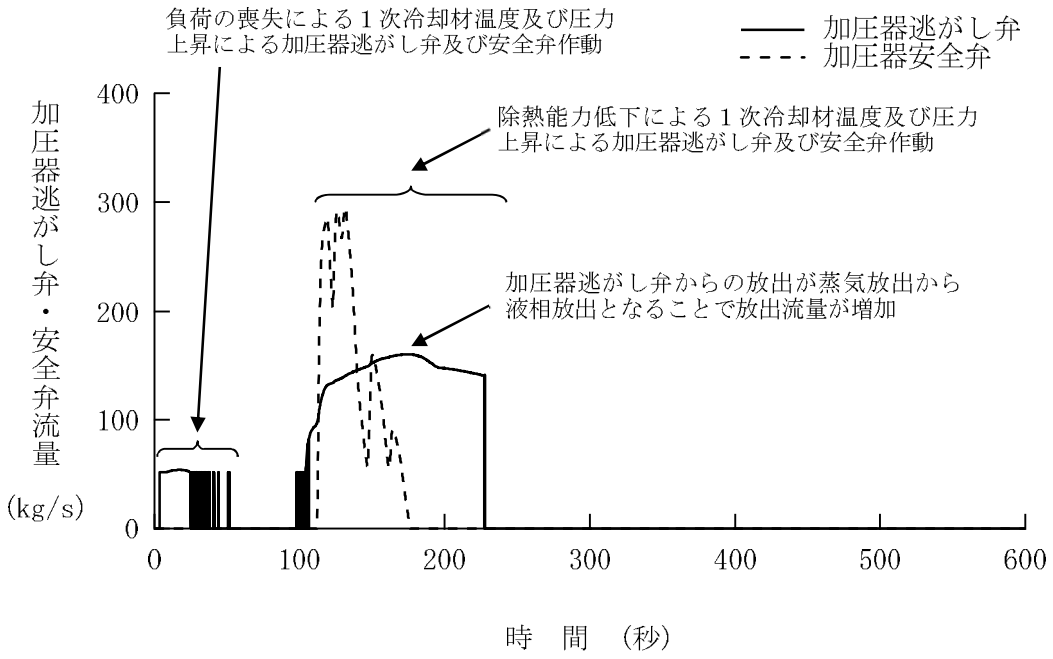


第1.15-233図　1次冷却材平均温度の推移(負荷の喪失)

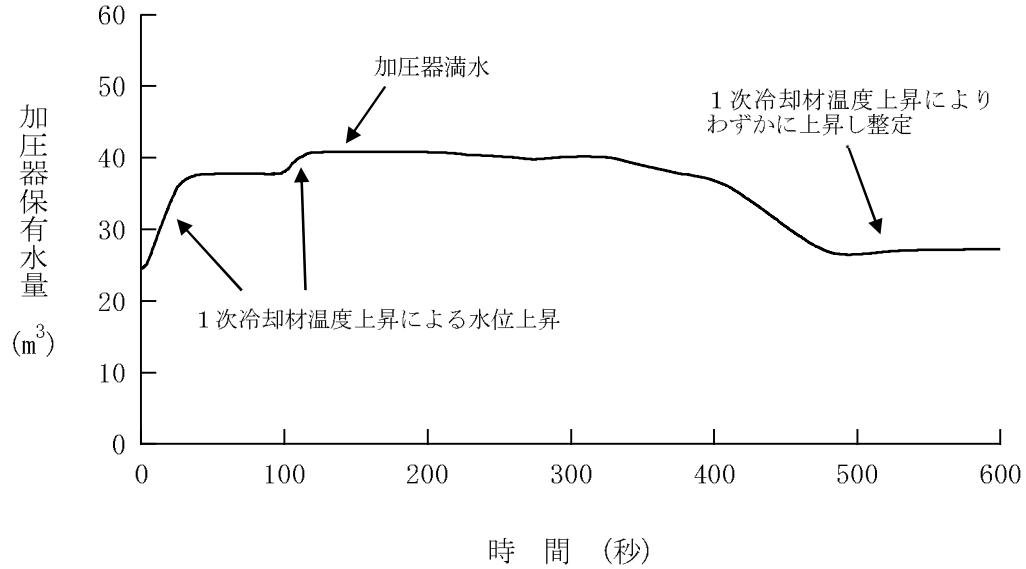


＊：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

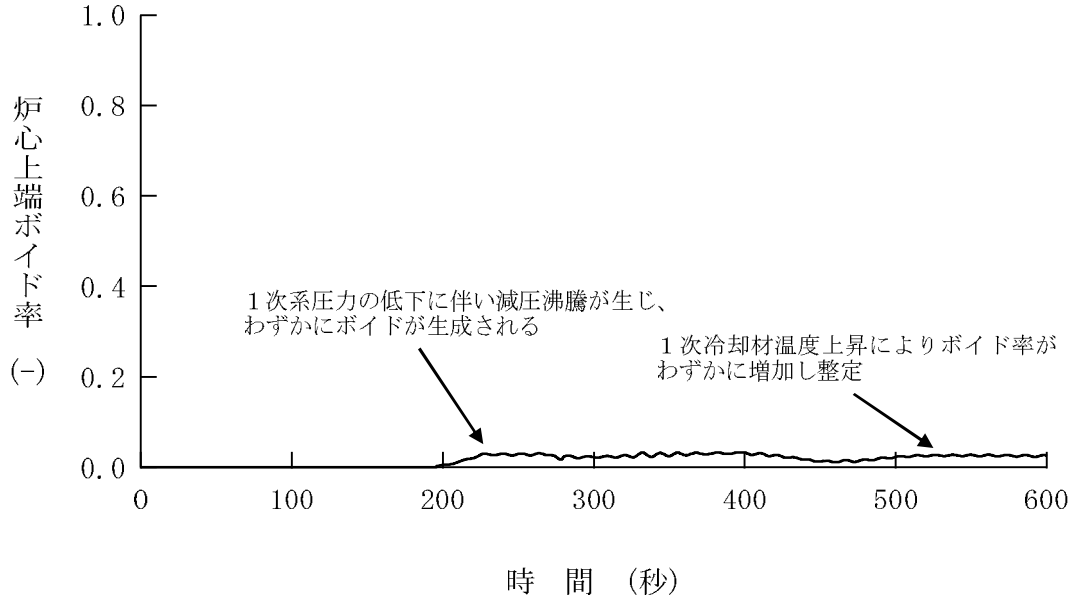
第1.15-234図　1次系圧力の推移(負荷の喪失)



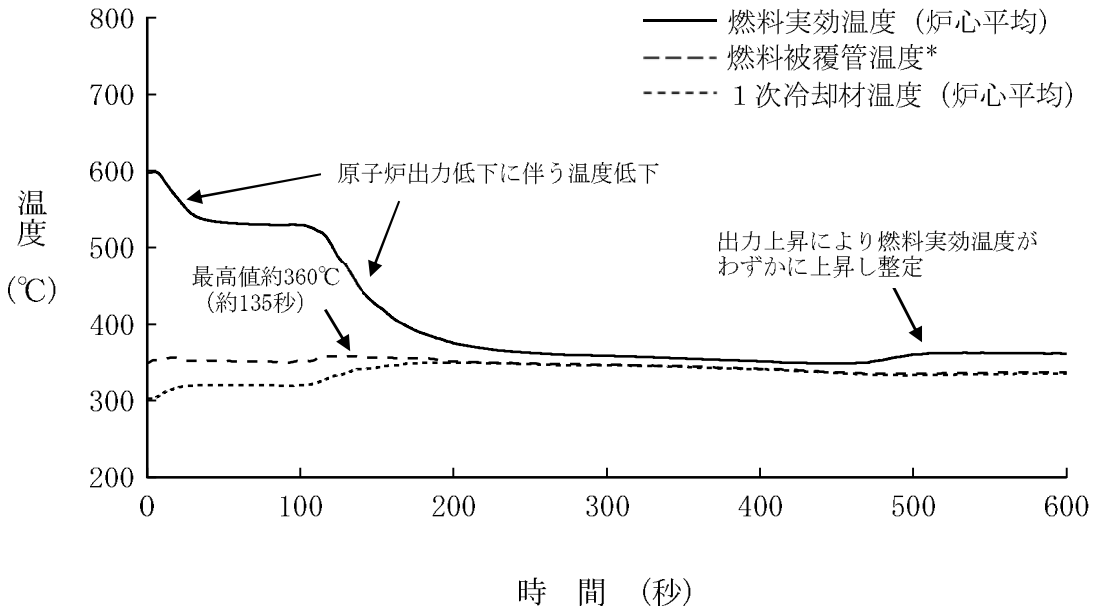
第1.15-235図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移(負荷の喪失)



第1.15-236図　加圧器保有水量の推移(負荷の喪失)

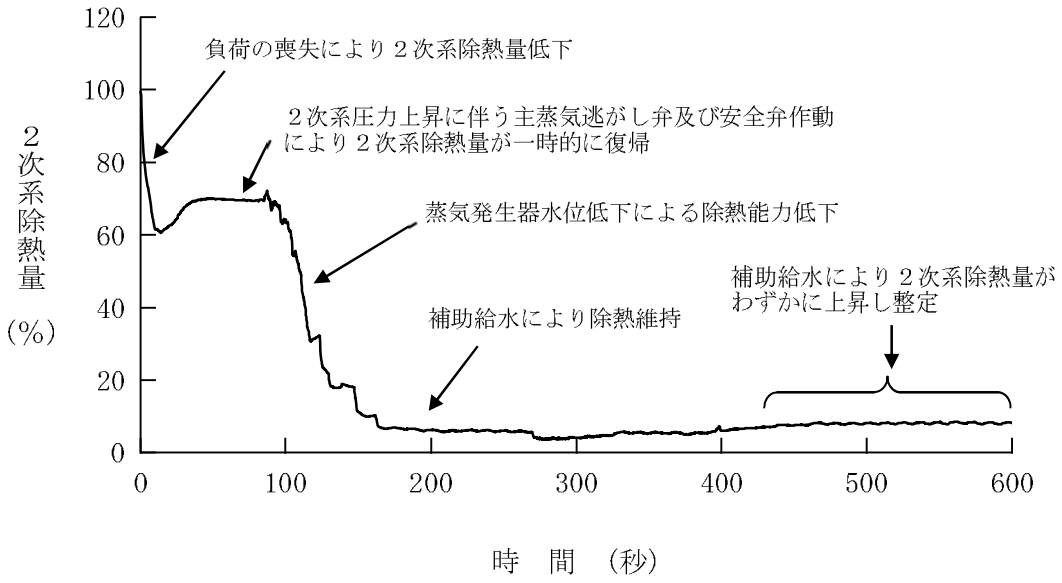


第1.15-237図　炉心上端ボイド率の推移(負荷の喪失)

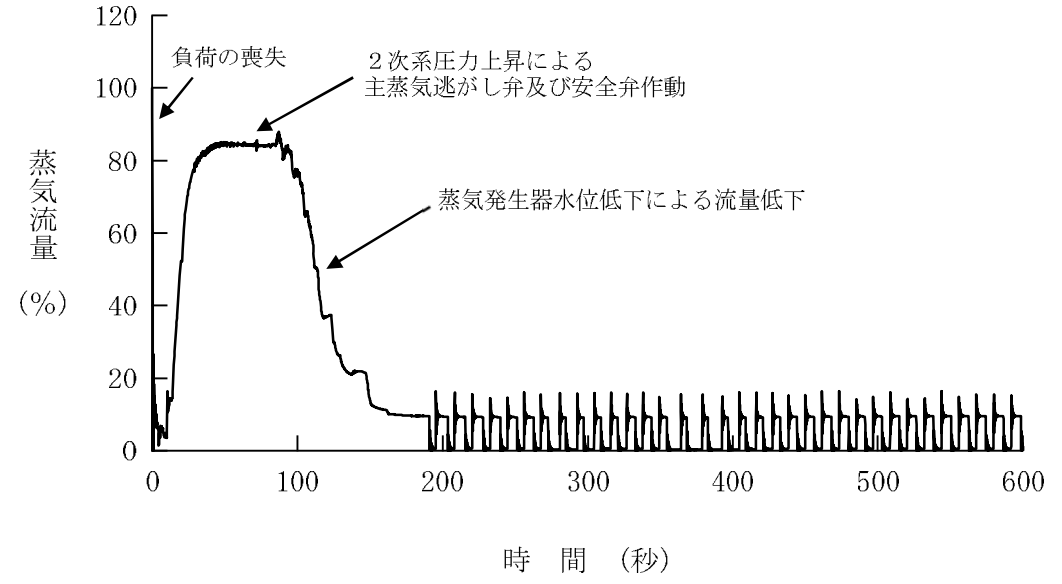


＊：燃料被覆管温度は、３次元炉心計算によって得られるノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す

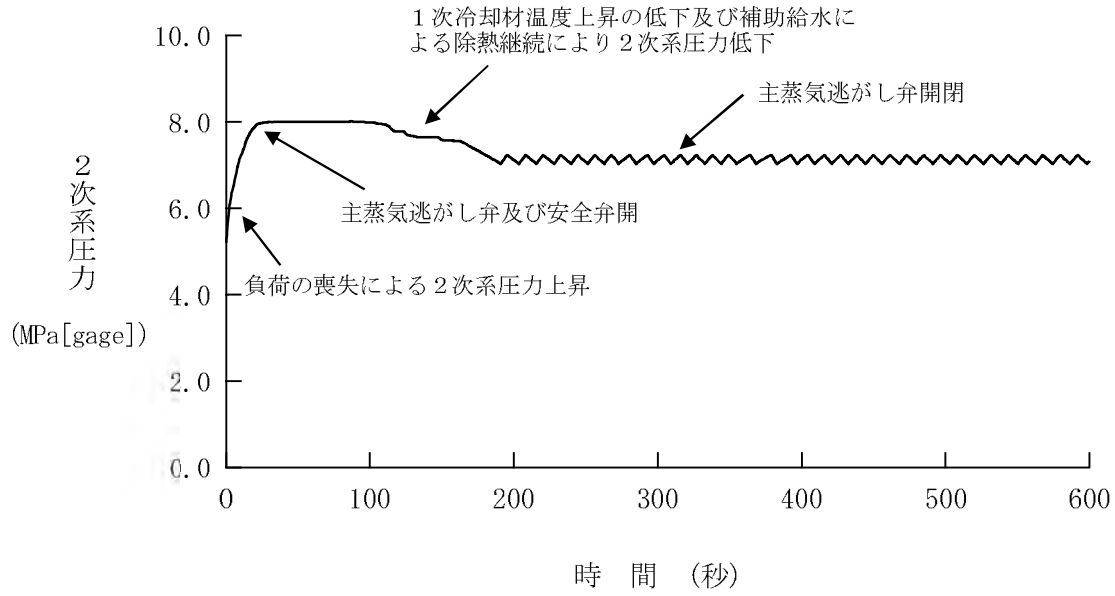
第1.15-238図　燃料実効温度と1次冷却材温度の推移(負荷の喪失)



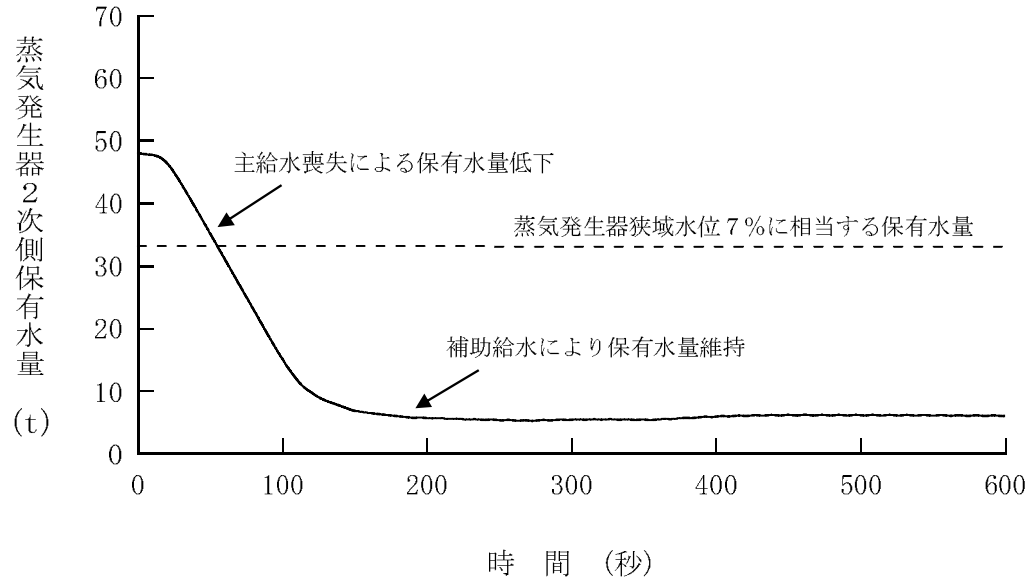
第1.15-239図　2次系除熱量の推移（負荷の喪失）



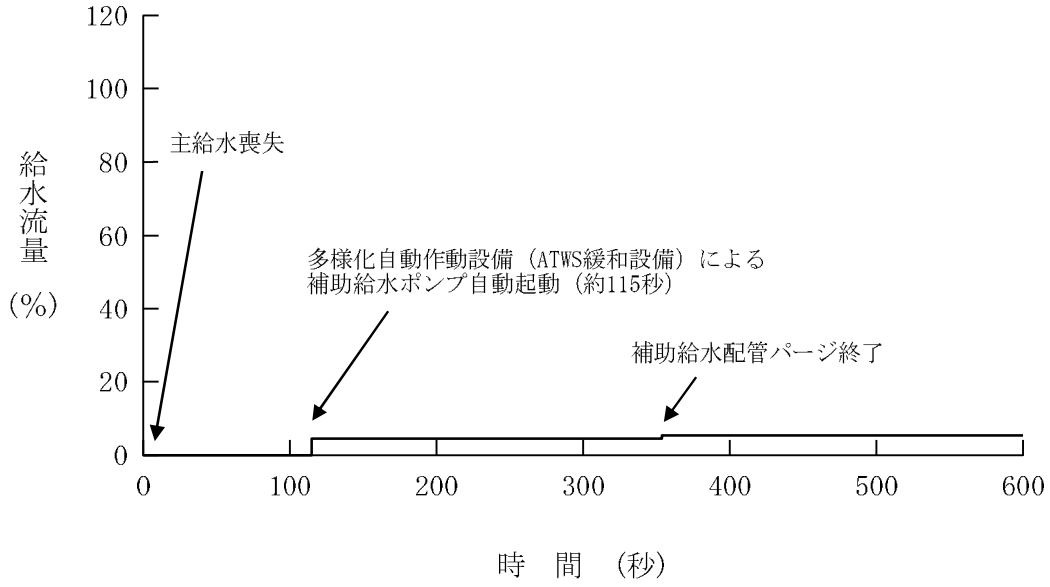
第1.15-240図　蒸気流量の推移（負荷の喪失）



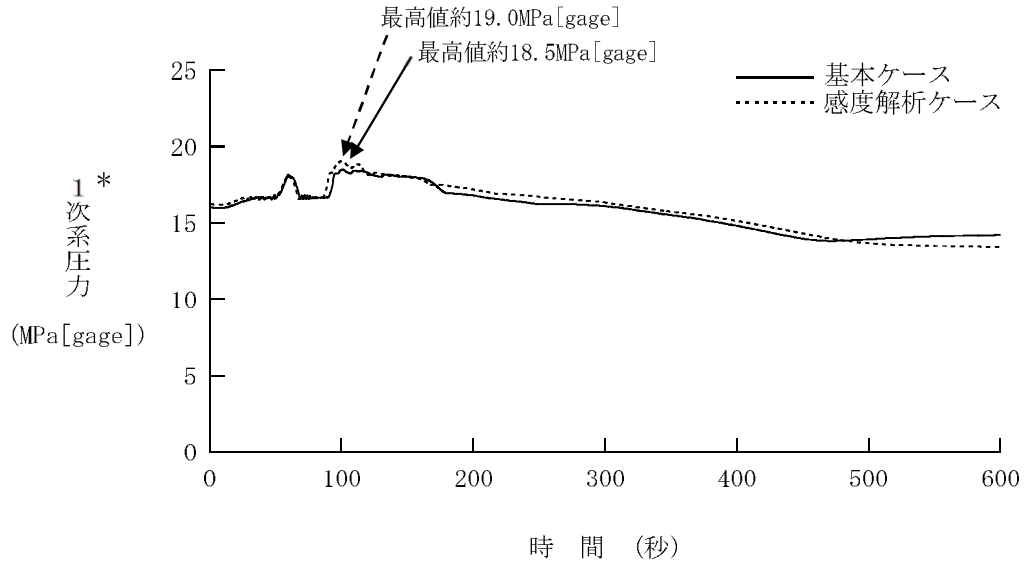
第1.15-241図　2次系圧力の推移(負荷の喪失)



第1.15-242図　蒸気発生器2次側保有水量の推移(負荷の喪失)

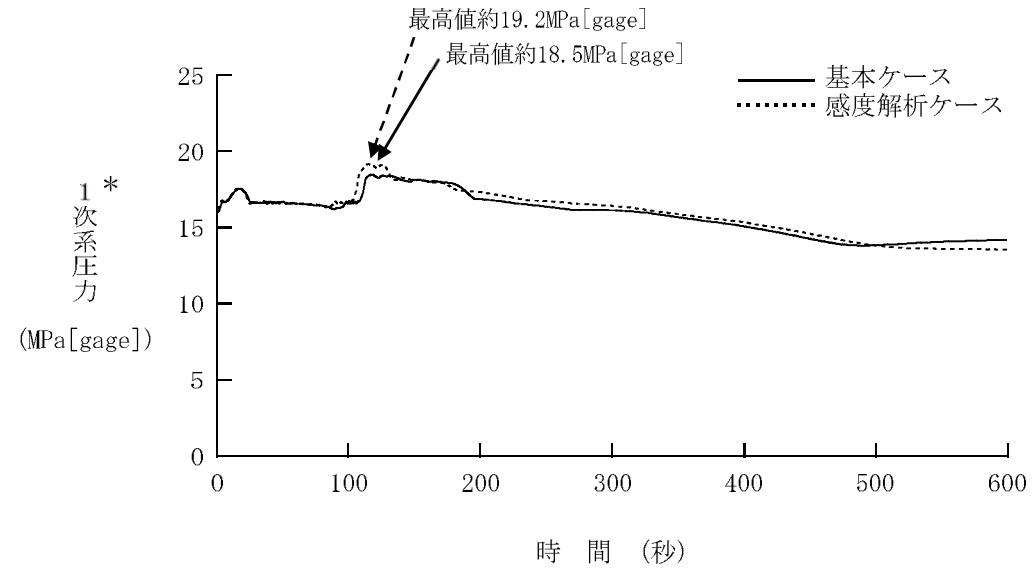


第1.15-243図　給水流量の推移(負荷の喪失)



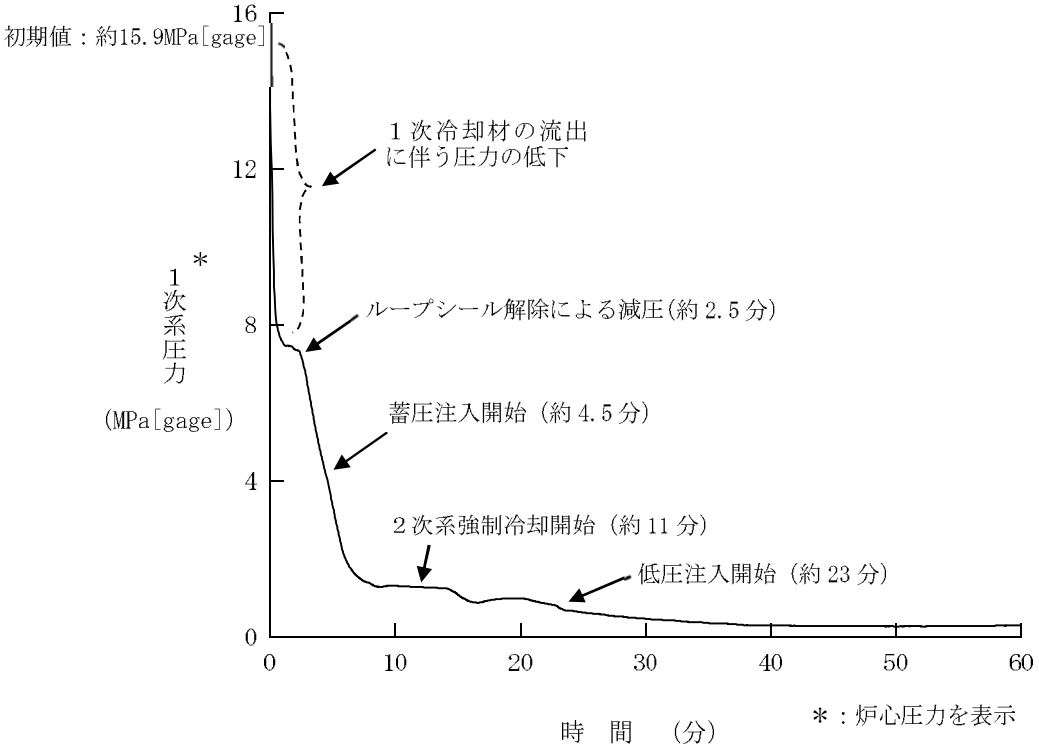
＊：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

第1.15-244図　1次系圧力の推移(主給水流量喪失)
(定常誤差及びドップラ効果の感度確認)

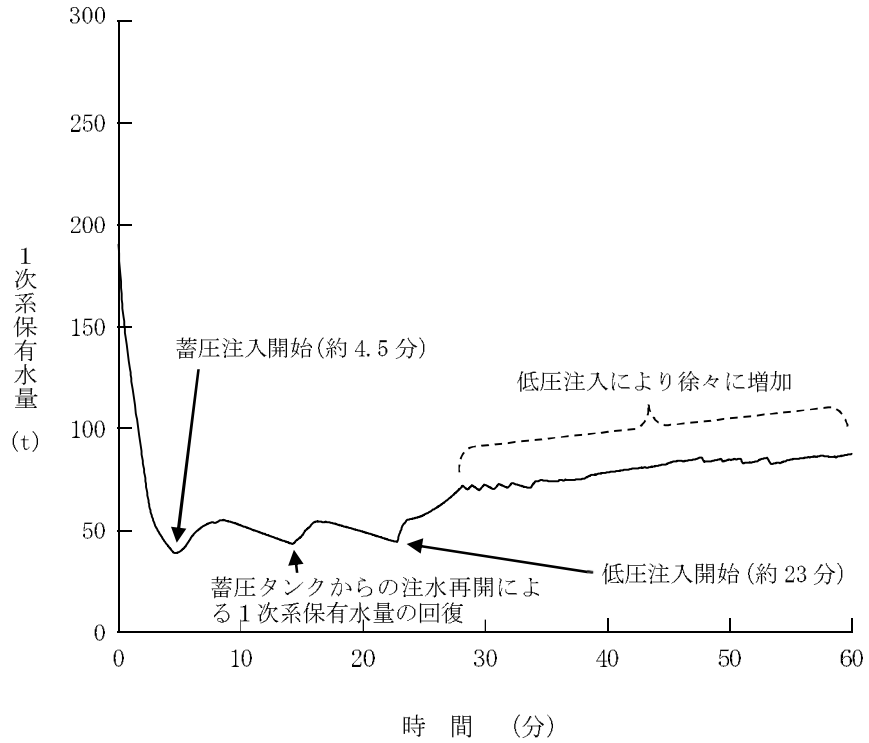


＊：原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

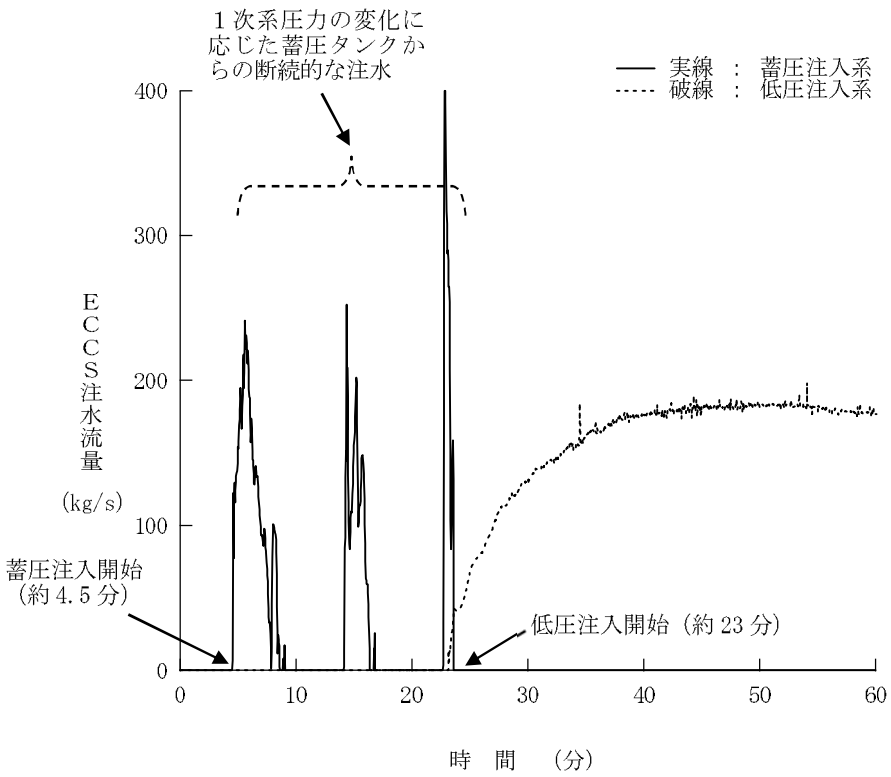
第1.15-245図　1次系圧力の推移(負荷の喪失)
(定常誤差及びドップラ効果の感度確認)



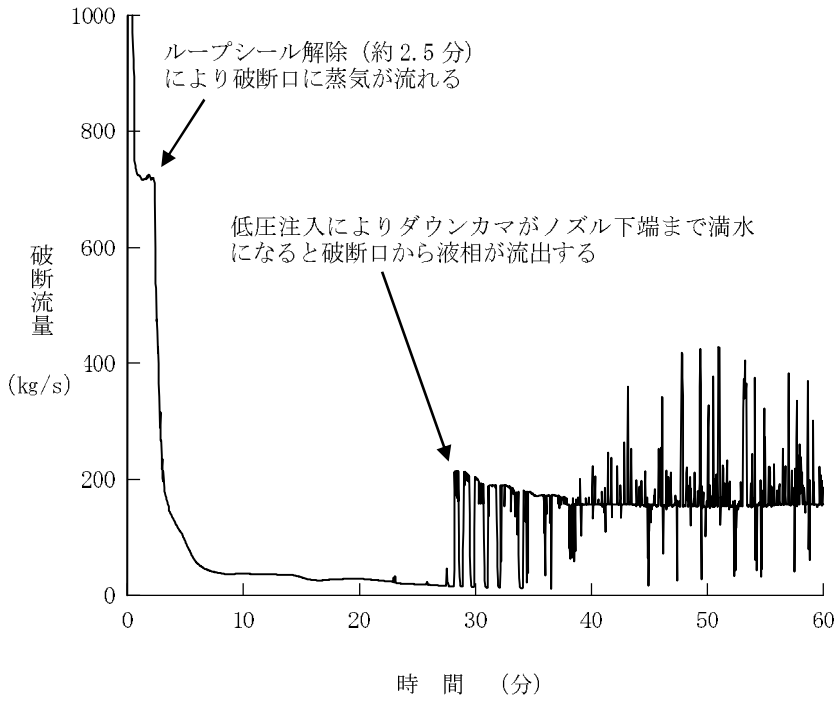
第1.15-246図　1次系圧力の推移(6インチ破断)



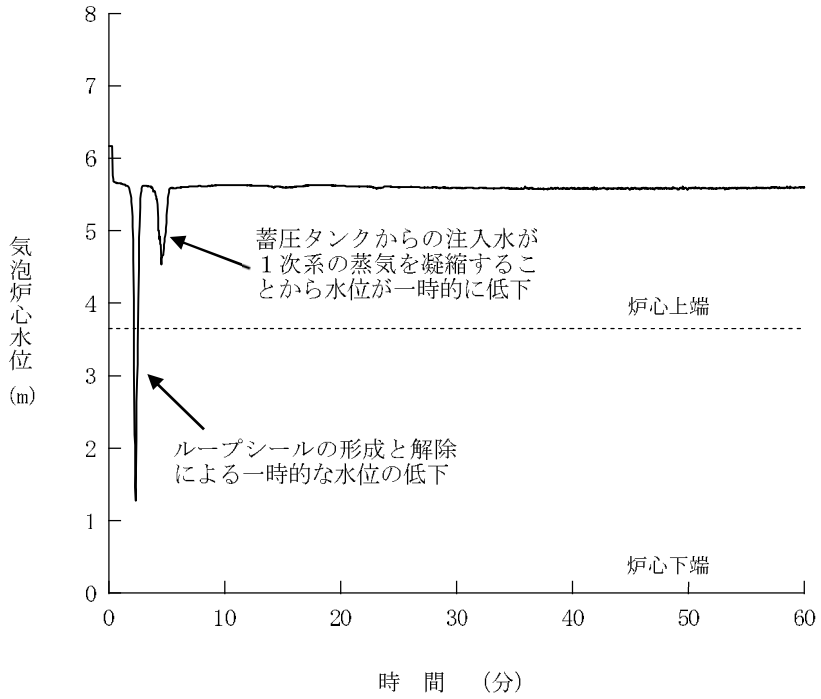
第1.15-247図　1次系保有水量の推移(6インチ破断)



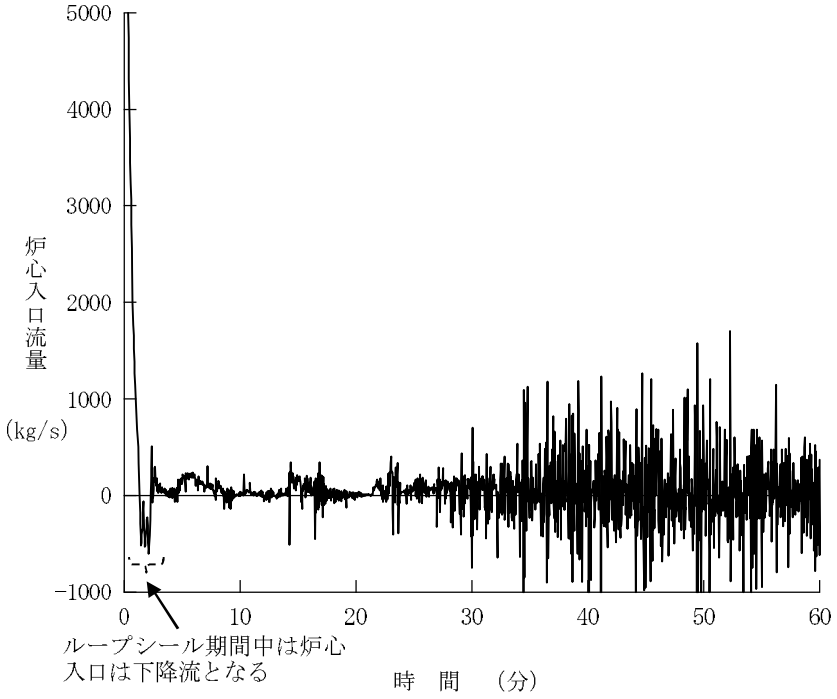
第1.15-248図　ECCS注水流量の推移(6インチ破断)



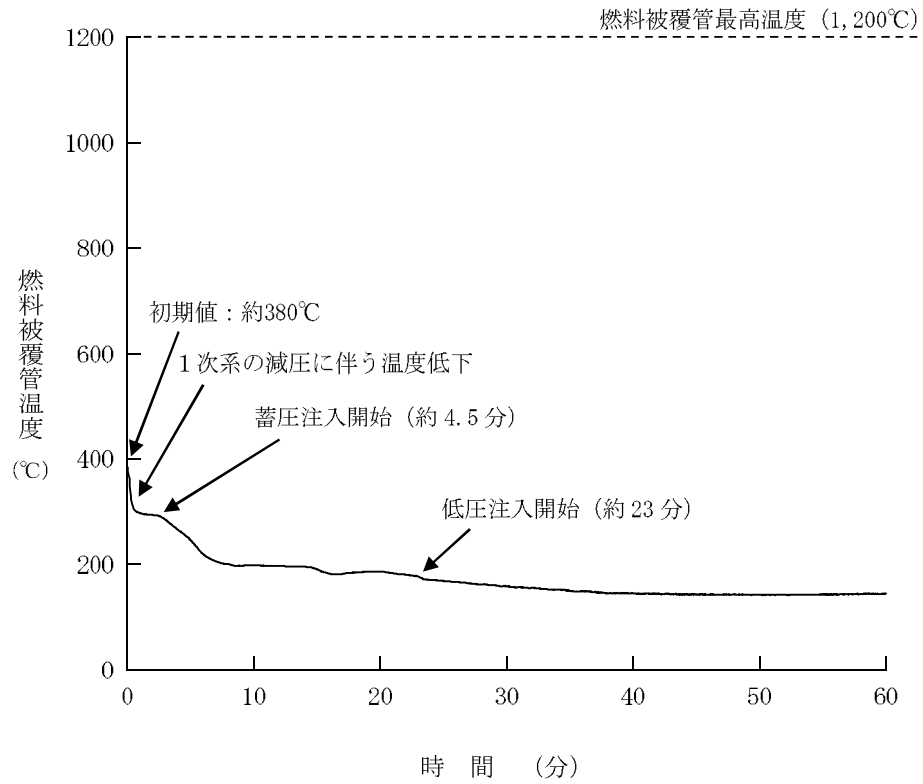
第1.15-249図　破断流量の推移(6インチ破断)



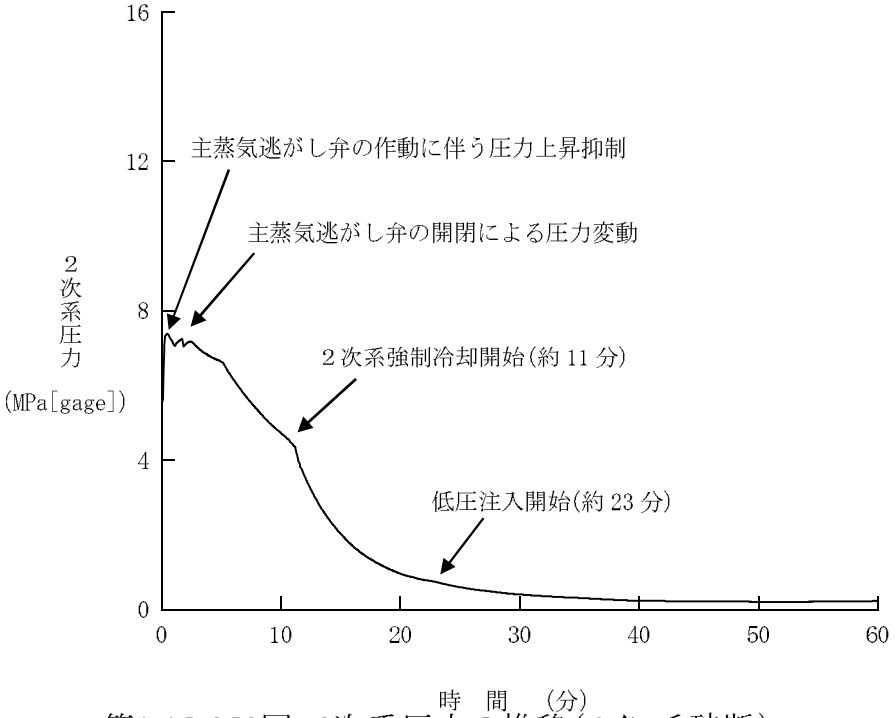
第1.15-250図　気泡炉心水位の推移(6インチ破断)



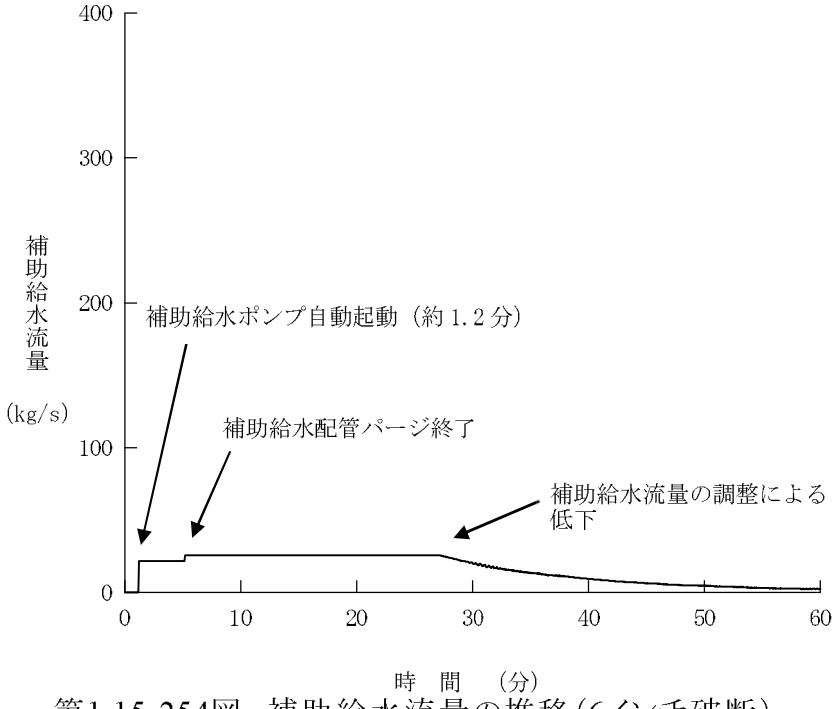
第1.15-251図　炉心入口流量の推移(6インチ破断)



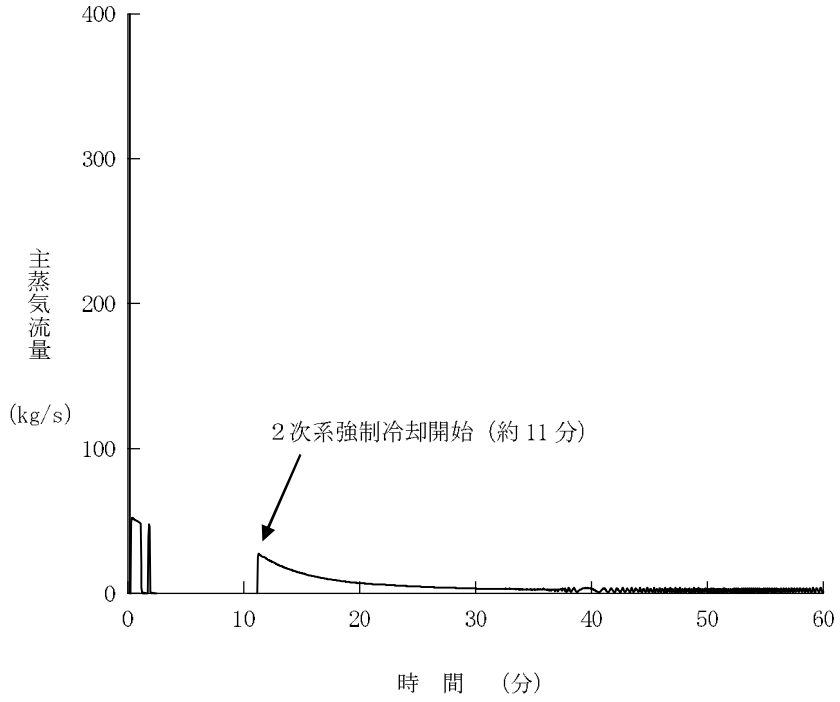
第1.15-252図　燃料被覆管温度の推移（6インチ破断）



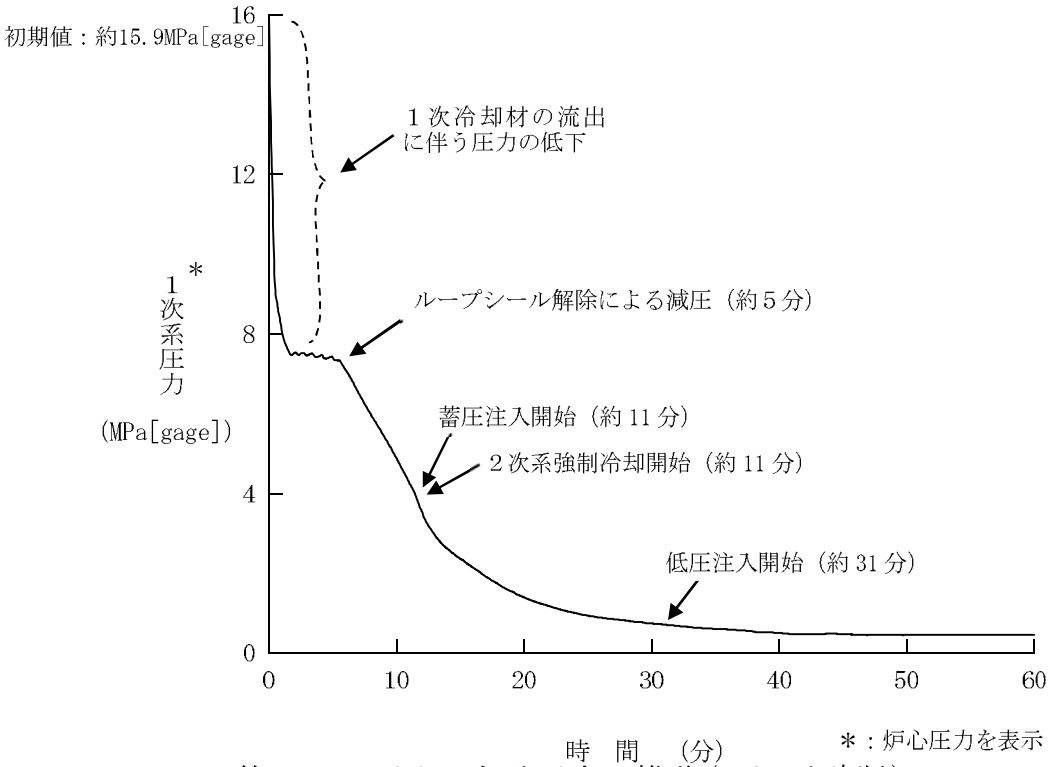
第1.15-253図 2次系圧力の推移(6インチ破断)



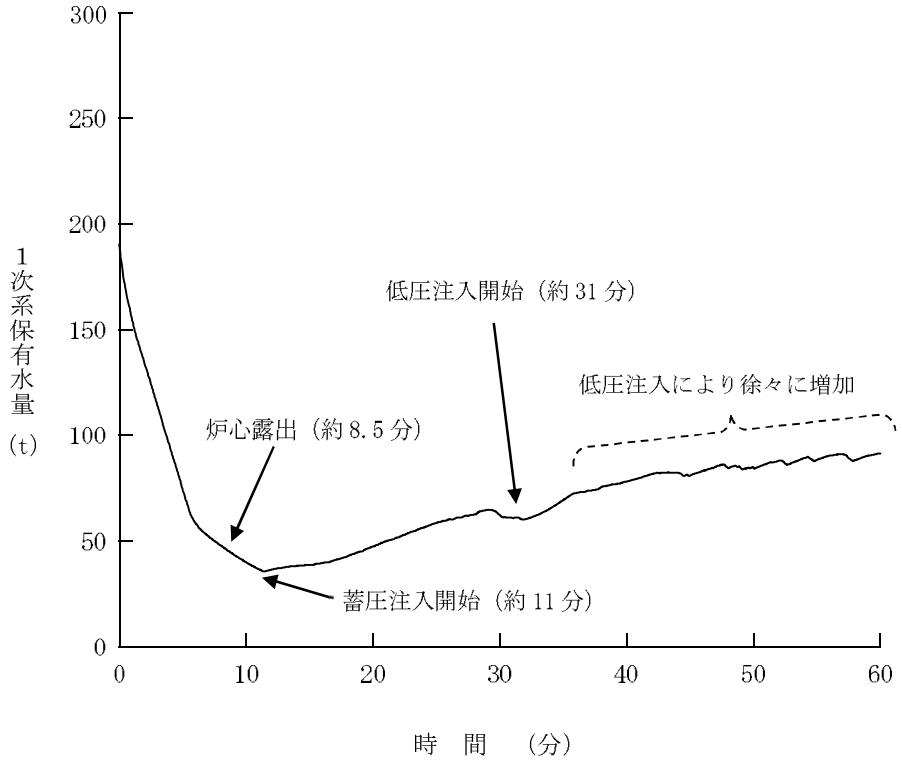
第1.15-254図 補助給水流量の推移(6インチ破断)



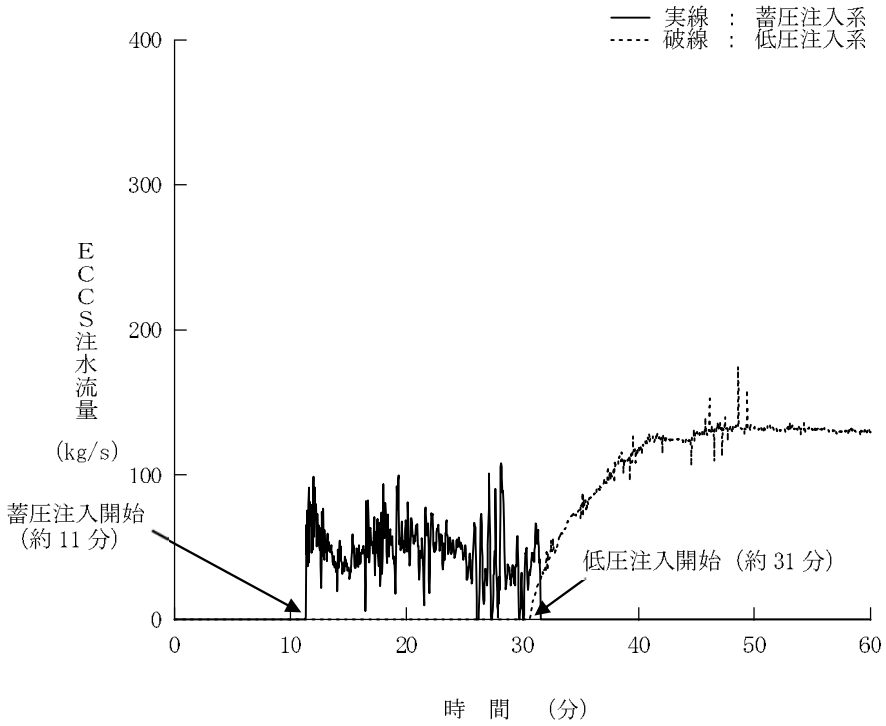
第1.15-255図　主蒸気流量の推移(6インチ破断)



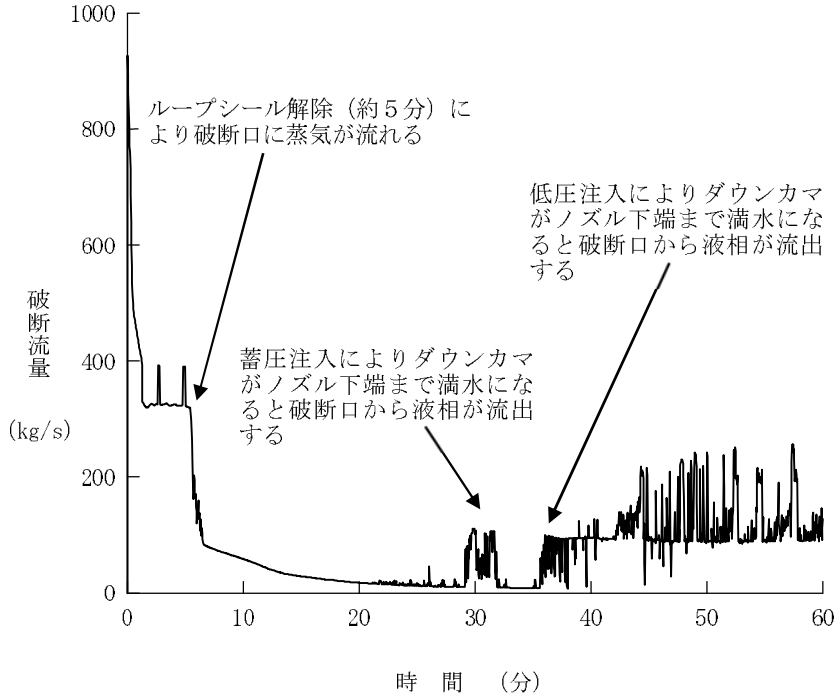
第1.15-256図　1次系圧力の推移(4インチ破断)



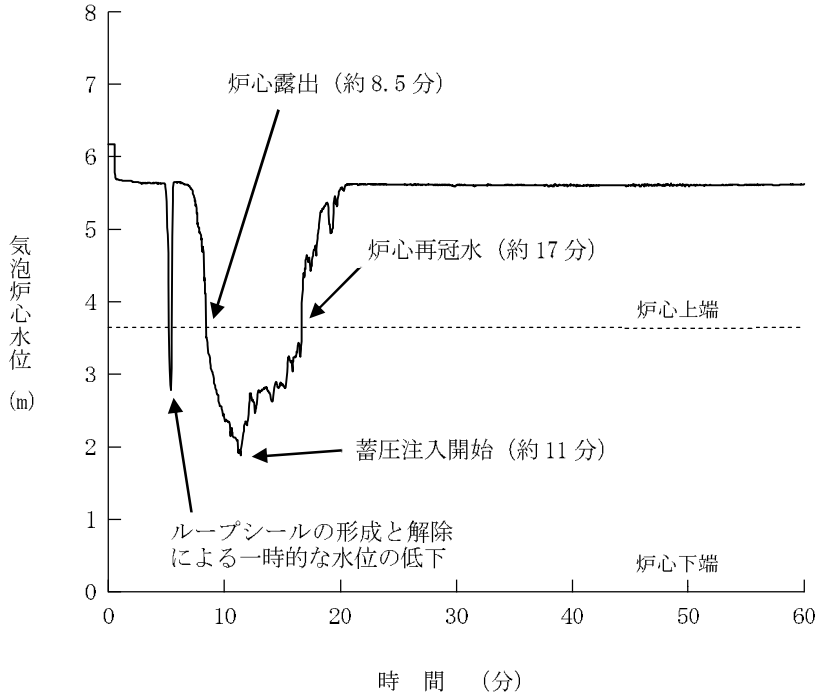
第1.15-257図　1次系保有水量の推移(4インチ破断)



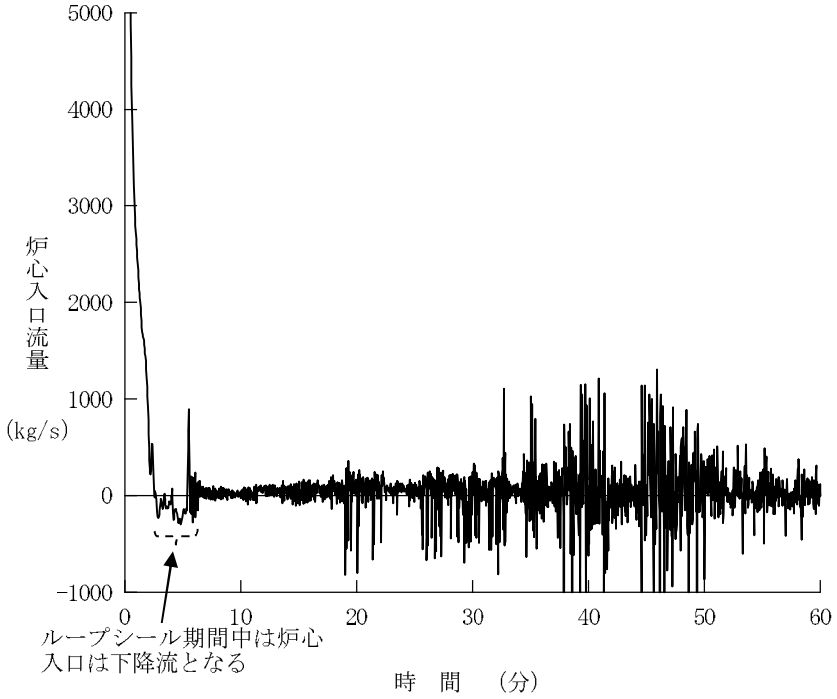
第1.15-258図 ECCS注水流量の推移(4インチ破断)



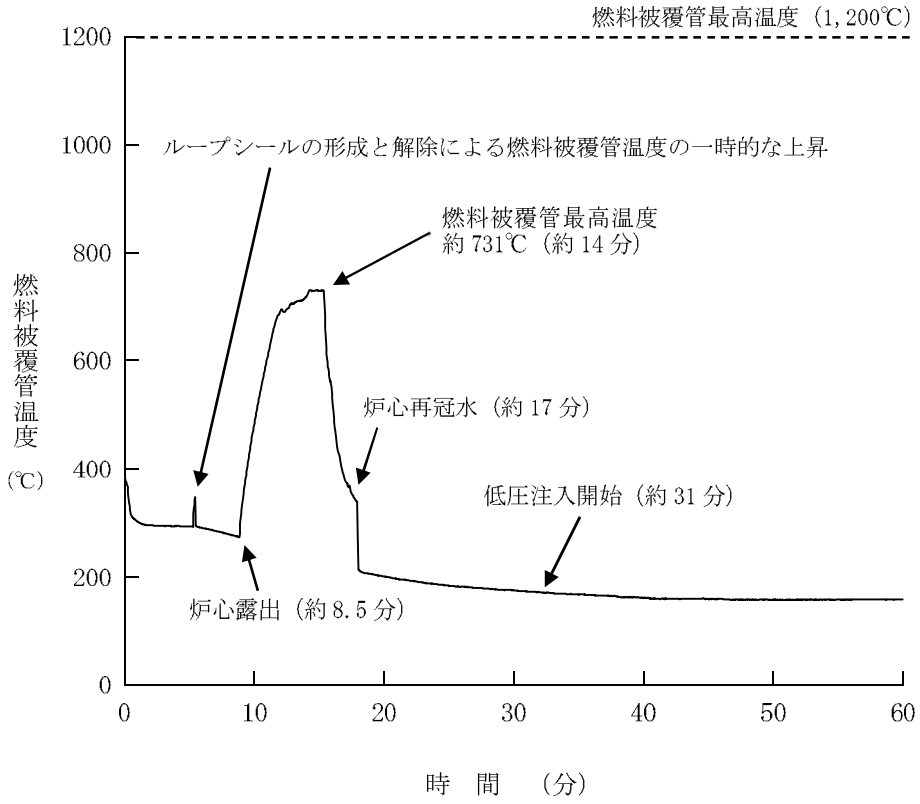
第1.15-259図 破断流量の推移(4インチ破断)



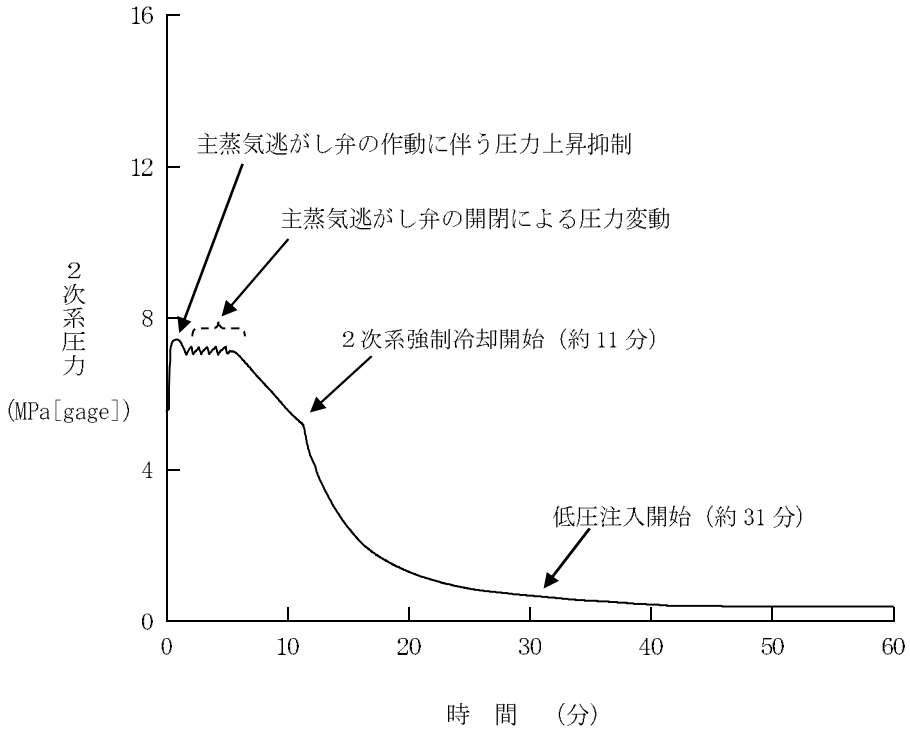
第1.15-260図　気泡炉心水位の推移(4インチ破断)



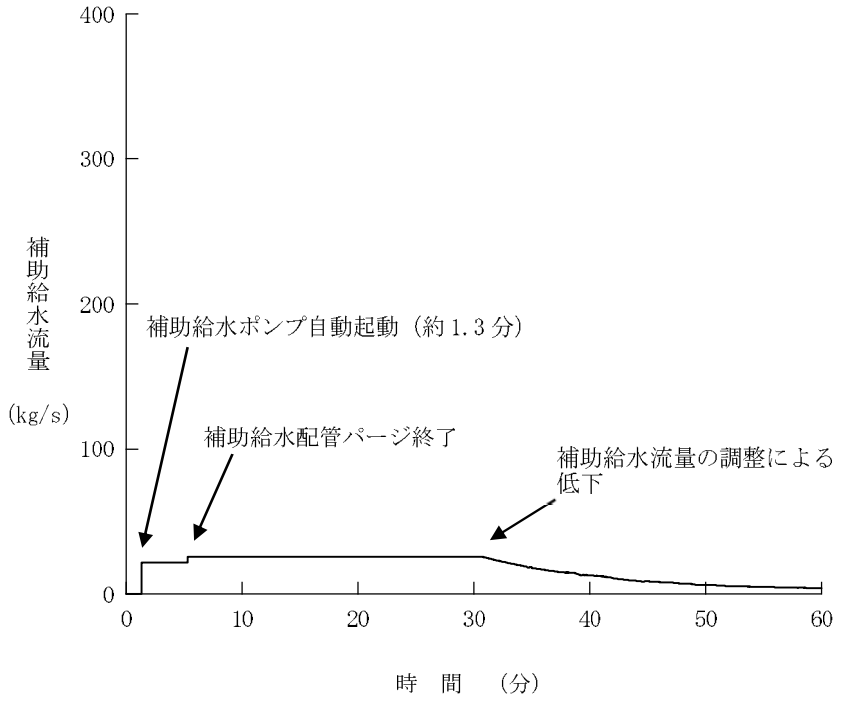
第1.15-261図　炉心入口流量の推移(4インチ破断)



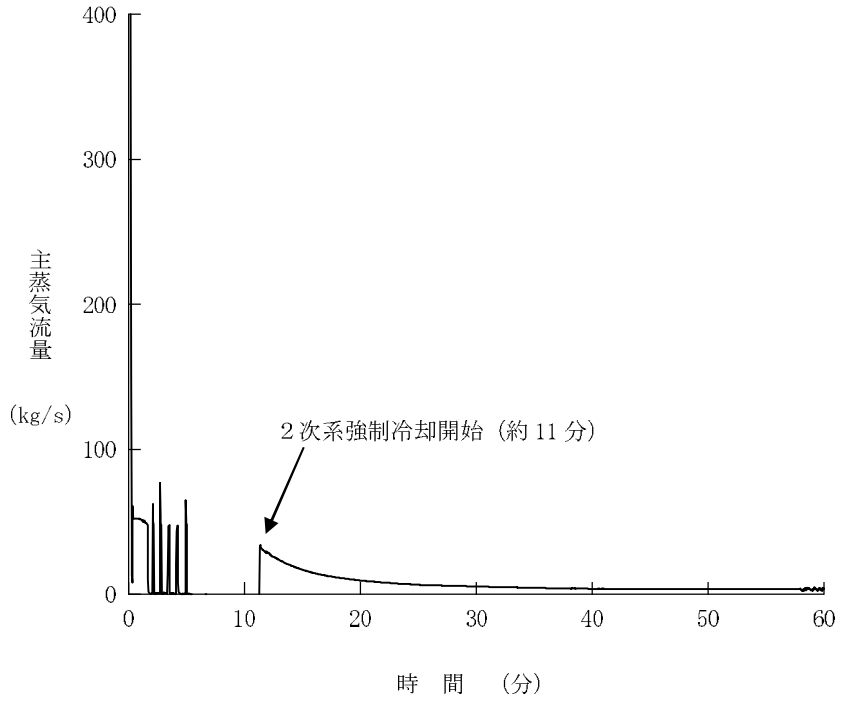
第1.15-262図　燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）



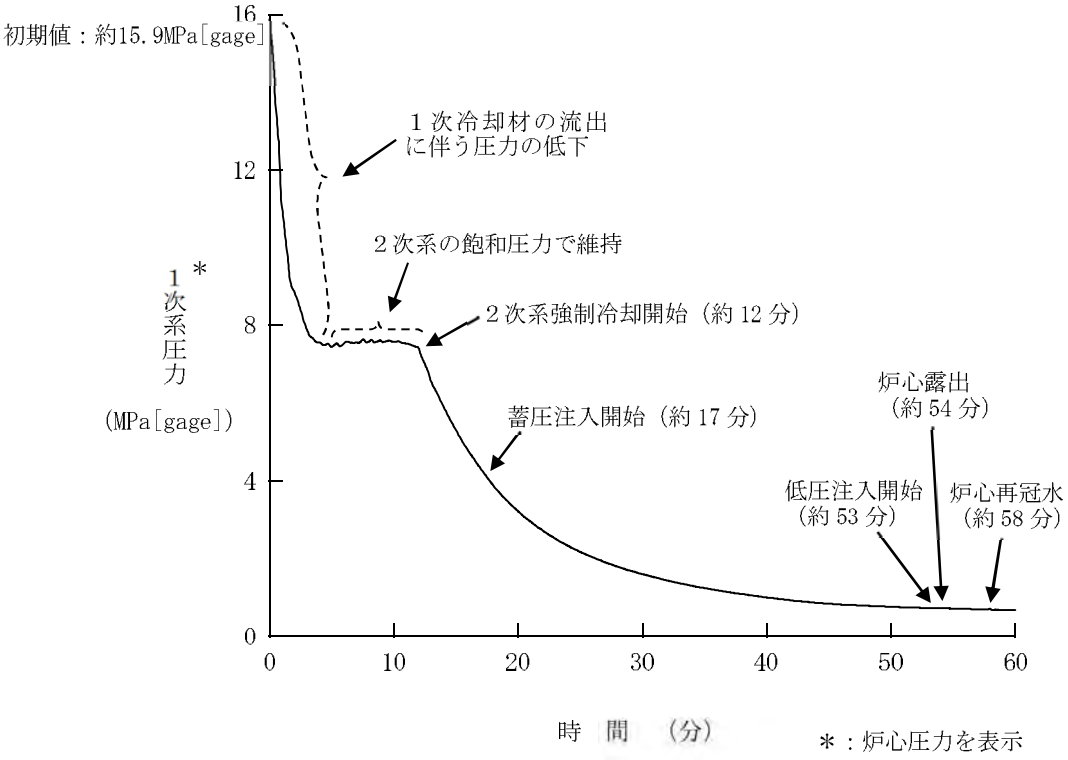
第1.15-263図　2次系圧力の推移(4インチ破断)



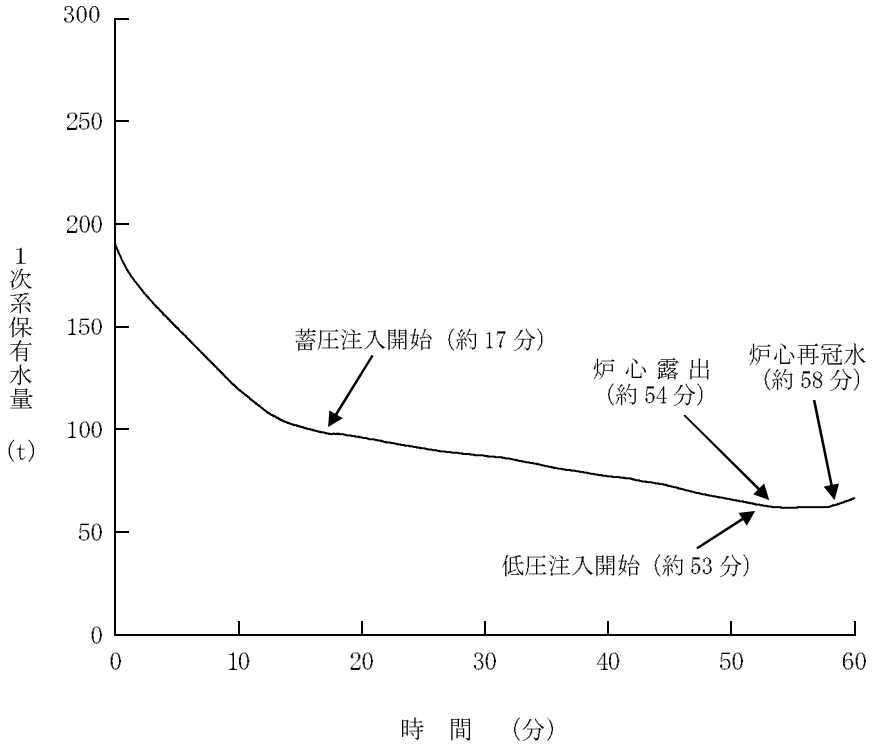
第1.15-264図　補助給水流量の推移(4インチ破断)



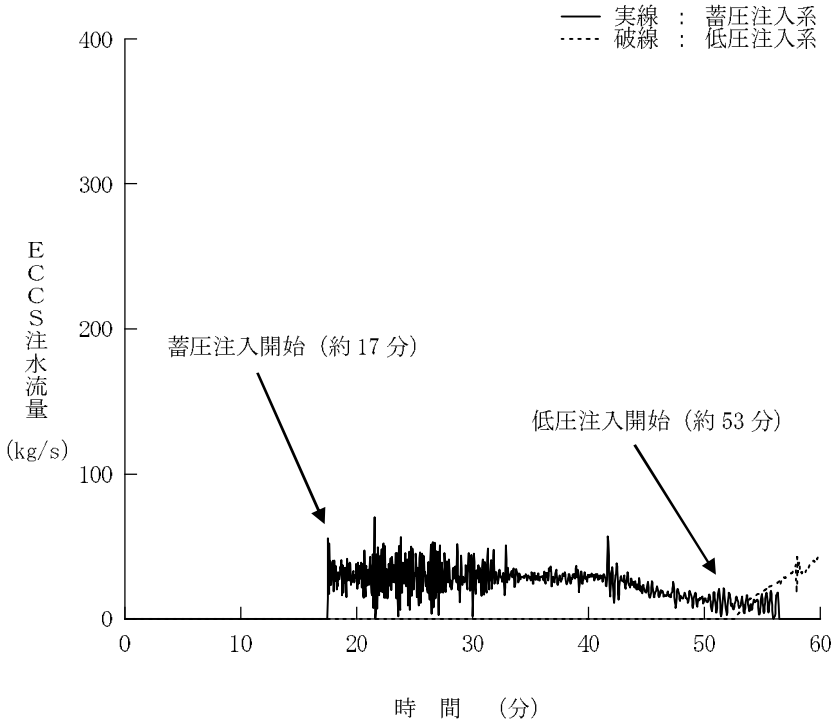
第1.15-265図　主蒸気流量の推移（4インチ破断）



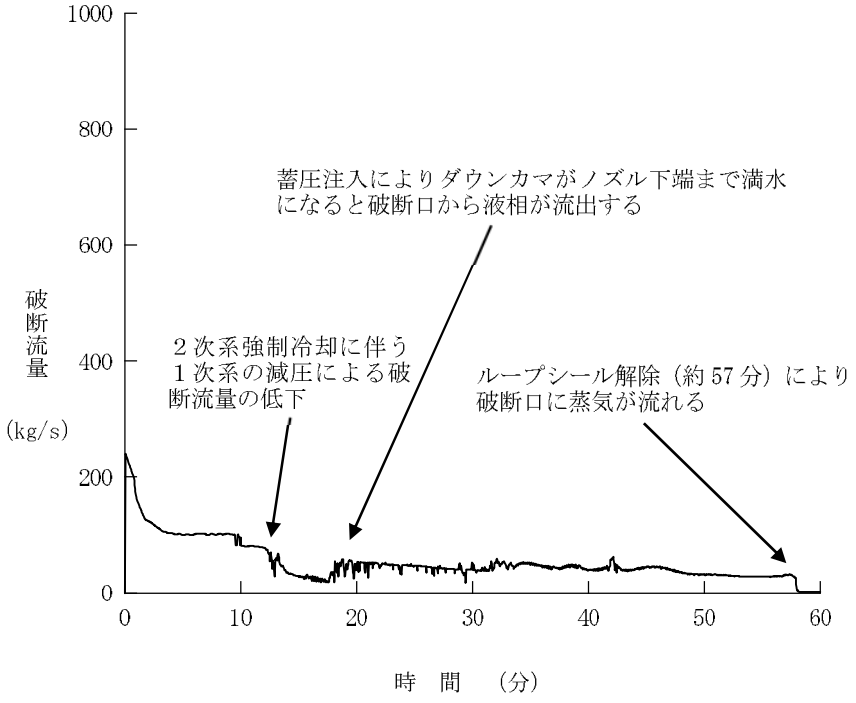
第1.15-266図　1次系圧力の推移(2インチ破断)



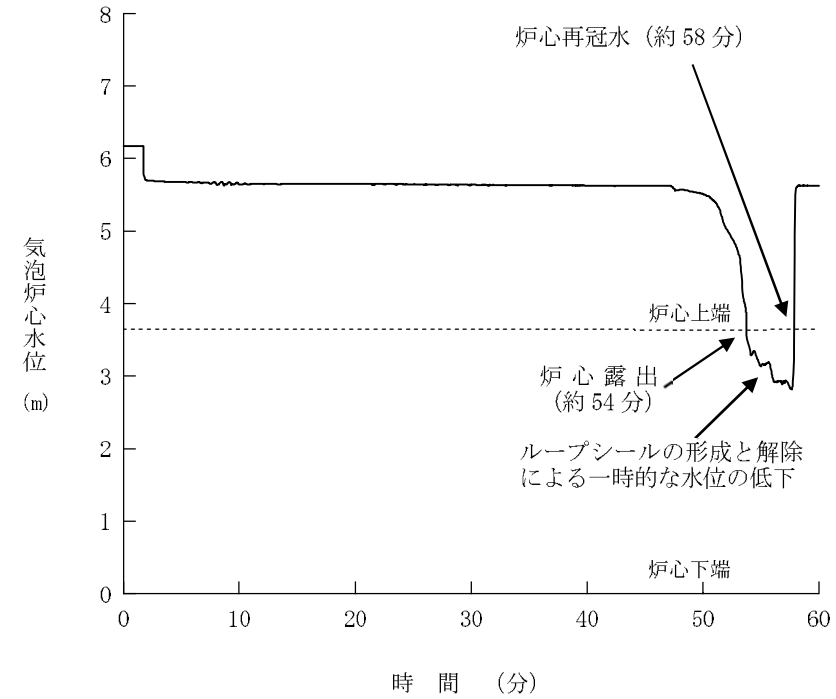
第1.15-267図　1次系保有水量の推移(2インチ破断)



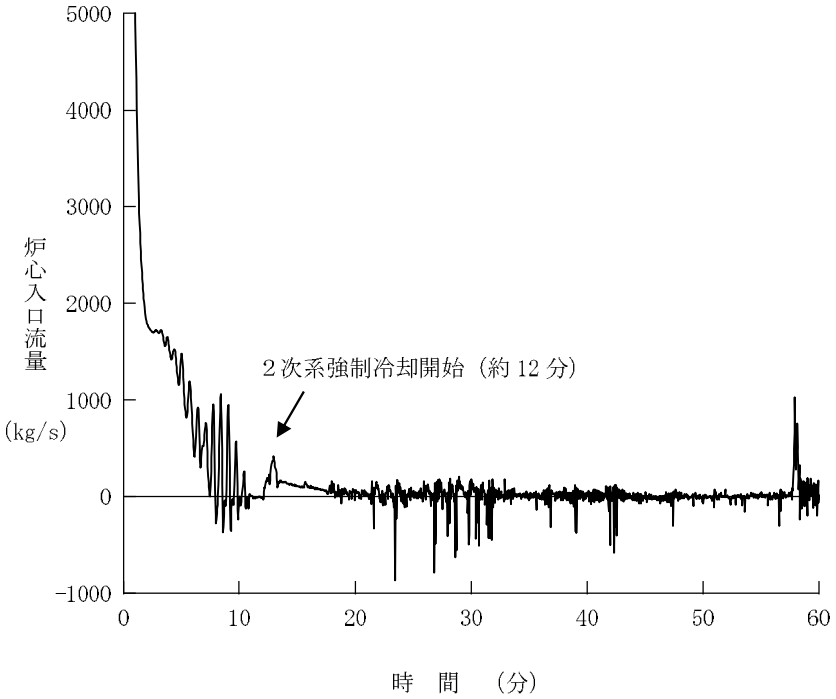
第1.15-268図 ECCS注水流量の推移(2インチ破断)



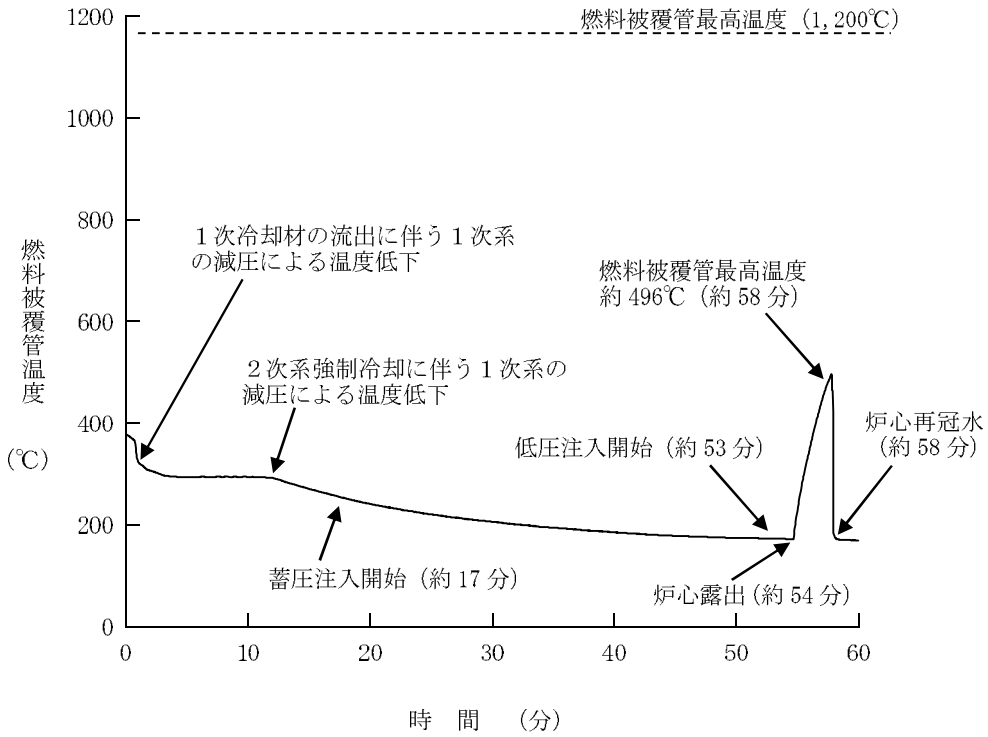
第1.15-269図 破断流量の推移(2インチ破断)



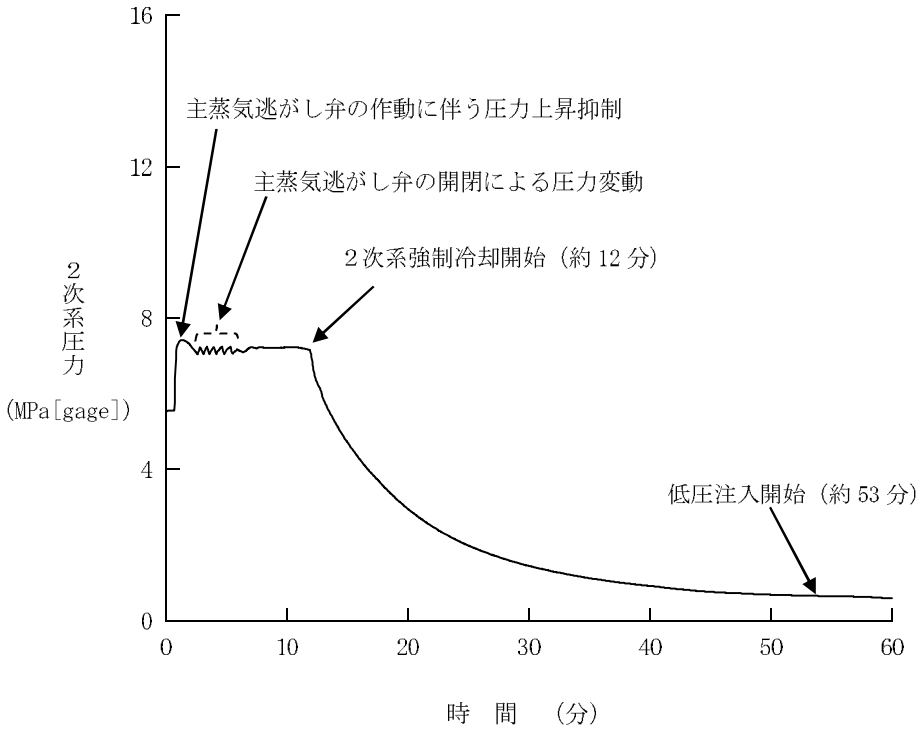
第1.15-270図　気泡炉心水位の推移（2インチ破断）



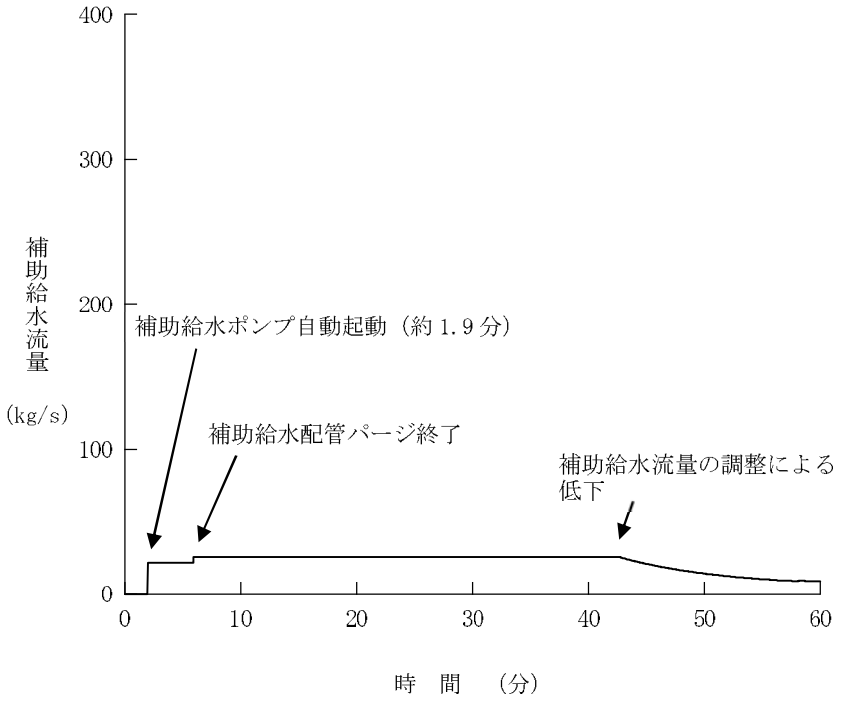
第1.15-271図　炉心入口流量の推移（2インチ破断）



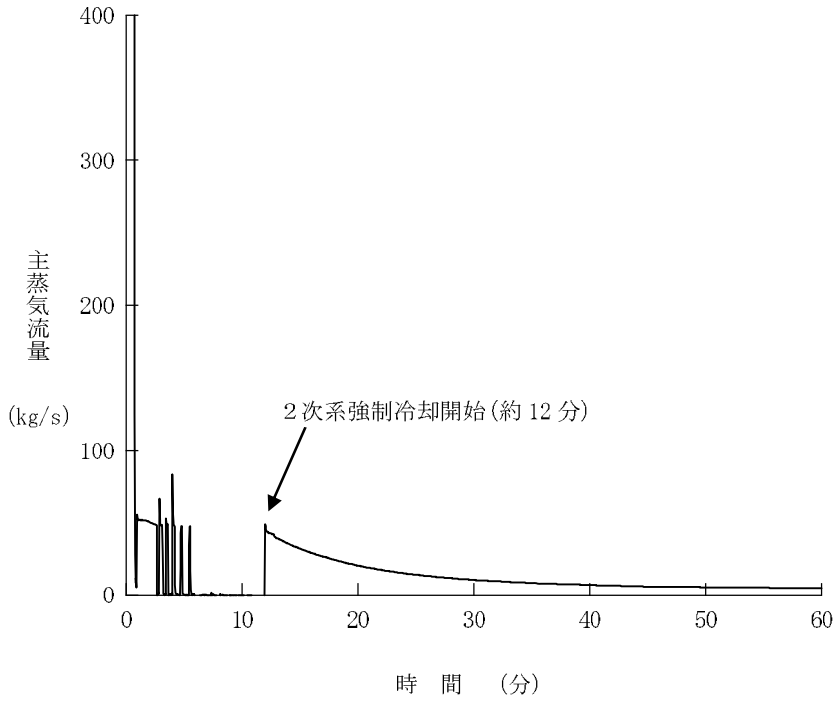
第1.15-272図　燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）



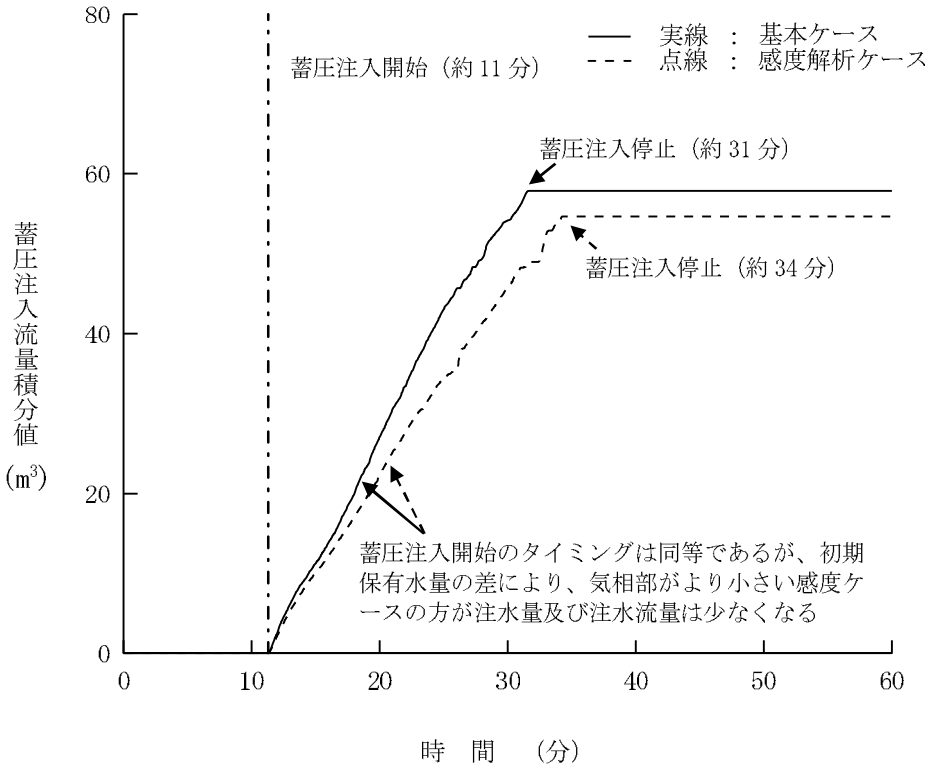
第1.15-273図　2次系圧力の推移(2インチ破断)



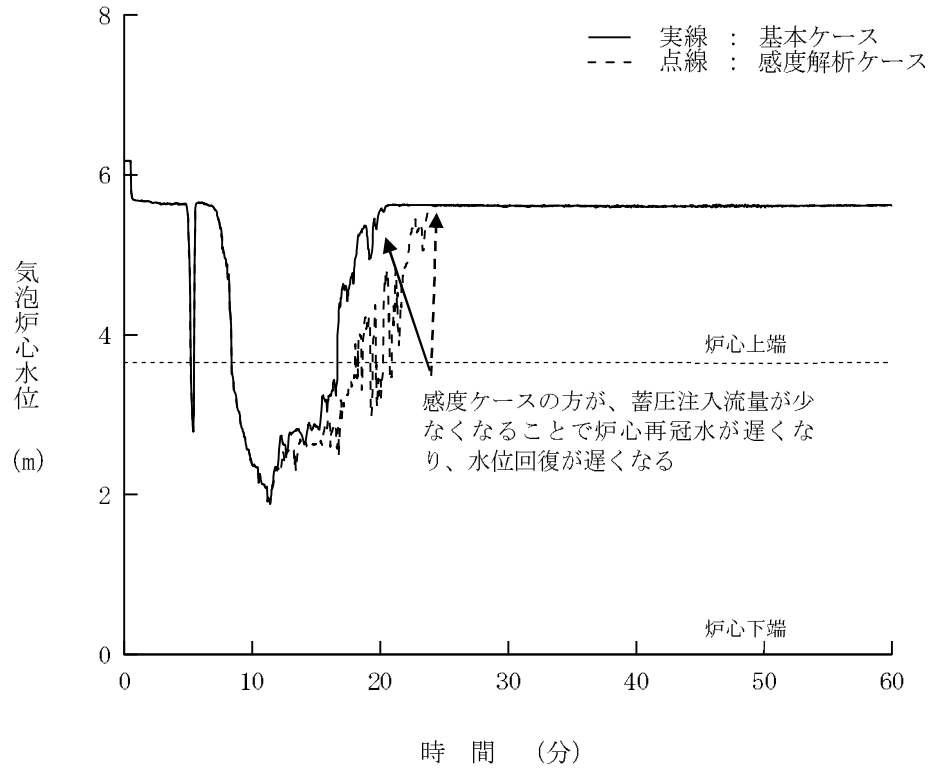
第1.15-274図　補助給水流量の推移(2インチ破断)



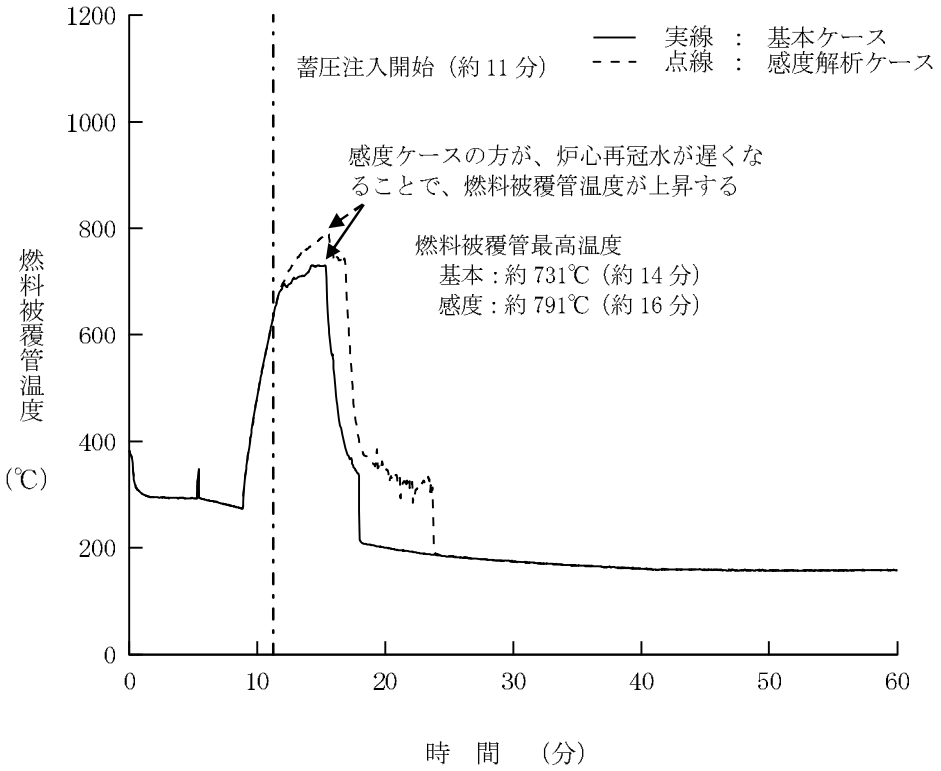
第1.15-275図　主蒸気流量の推移（2インチ破断）



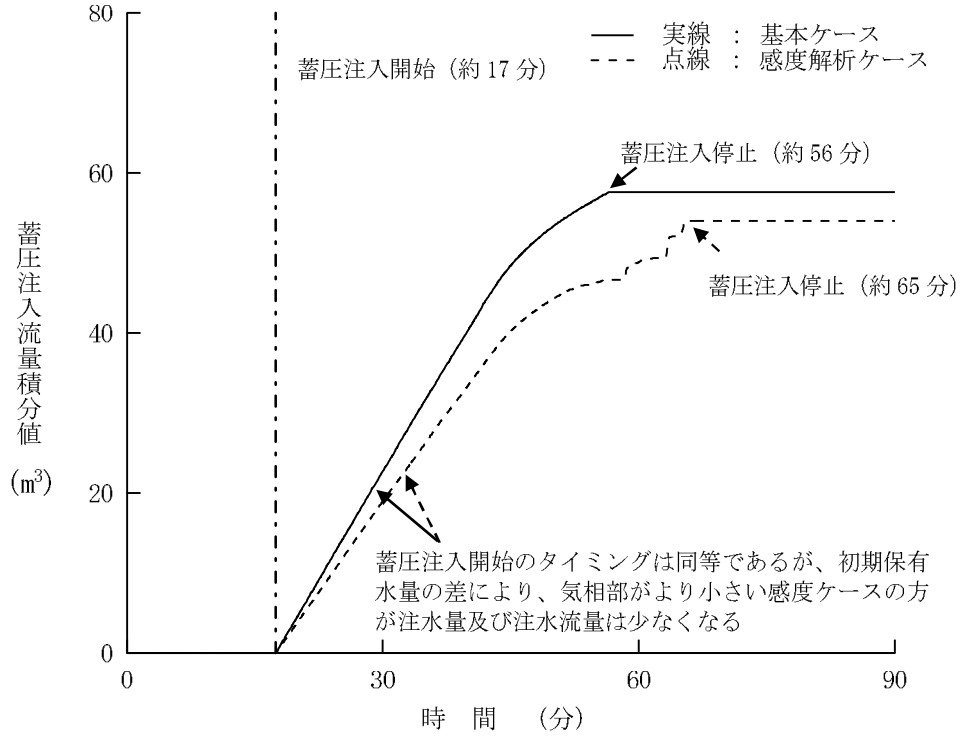
第1.15-276図 蓄圧注入流量積分値の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



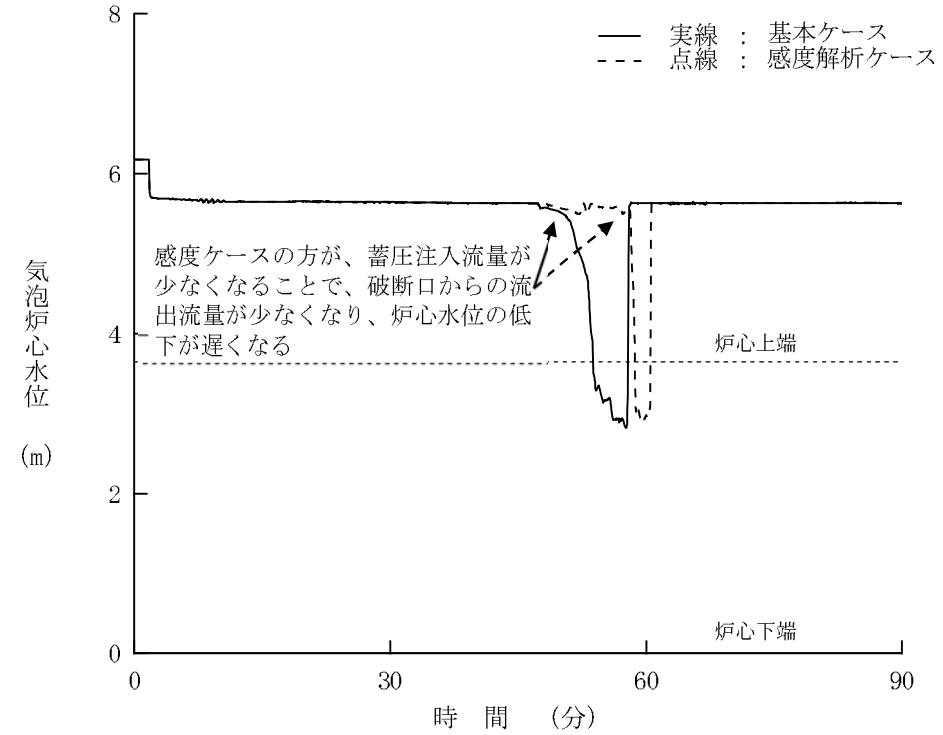
第1.15-277図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



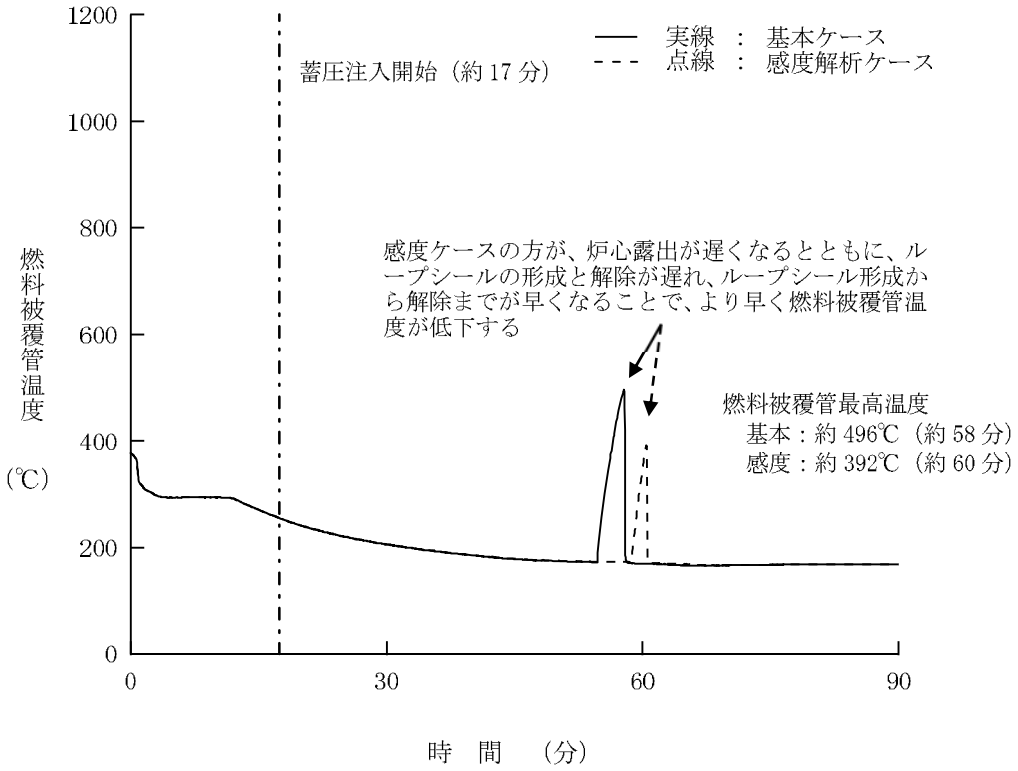
第1.15-278図　燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



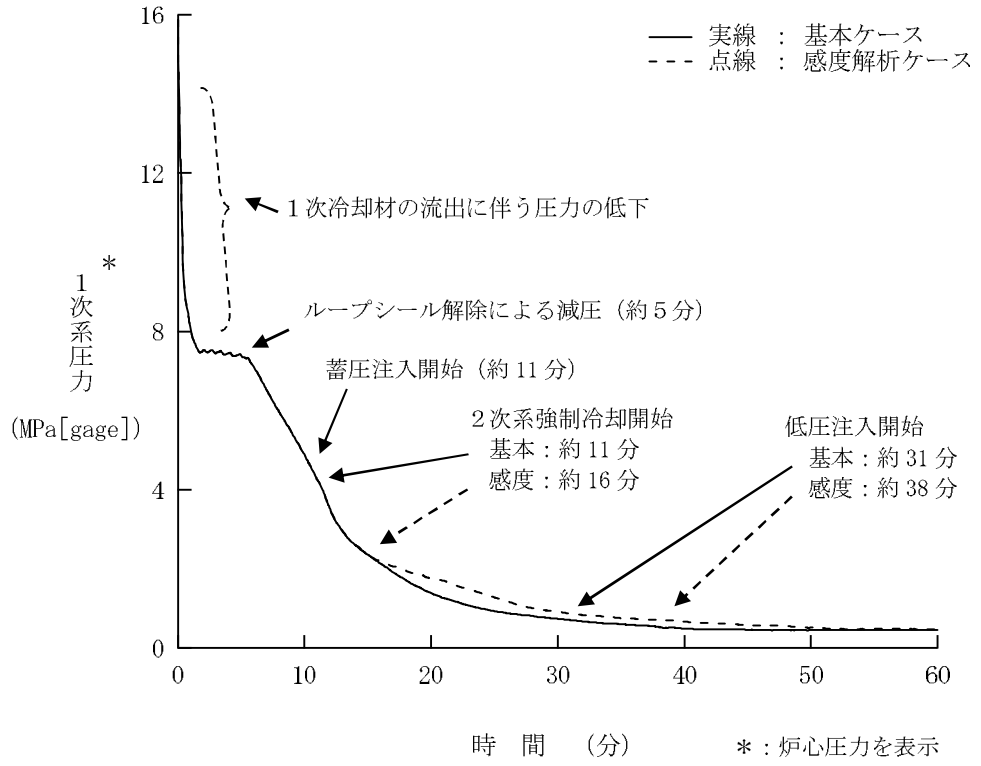
第1.15-279図 蓄圧注入流量積分値の推移(2インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



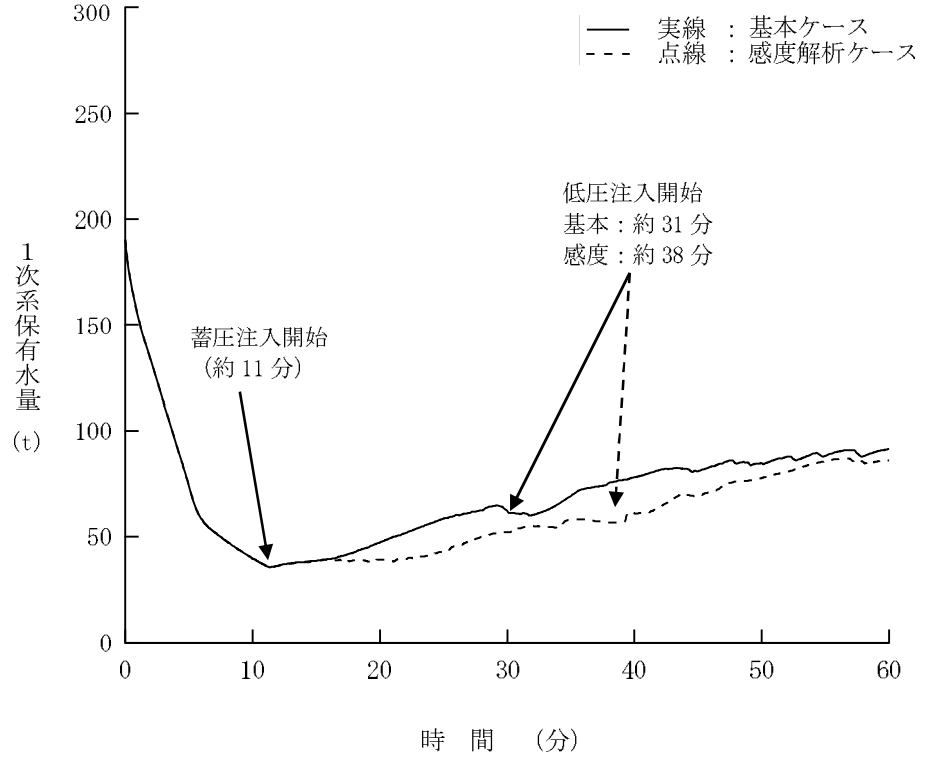
第1.15-280図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)
(蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)



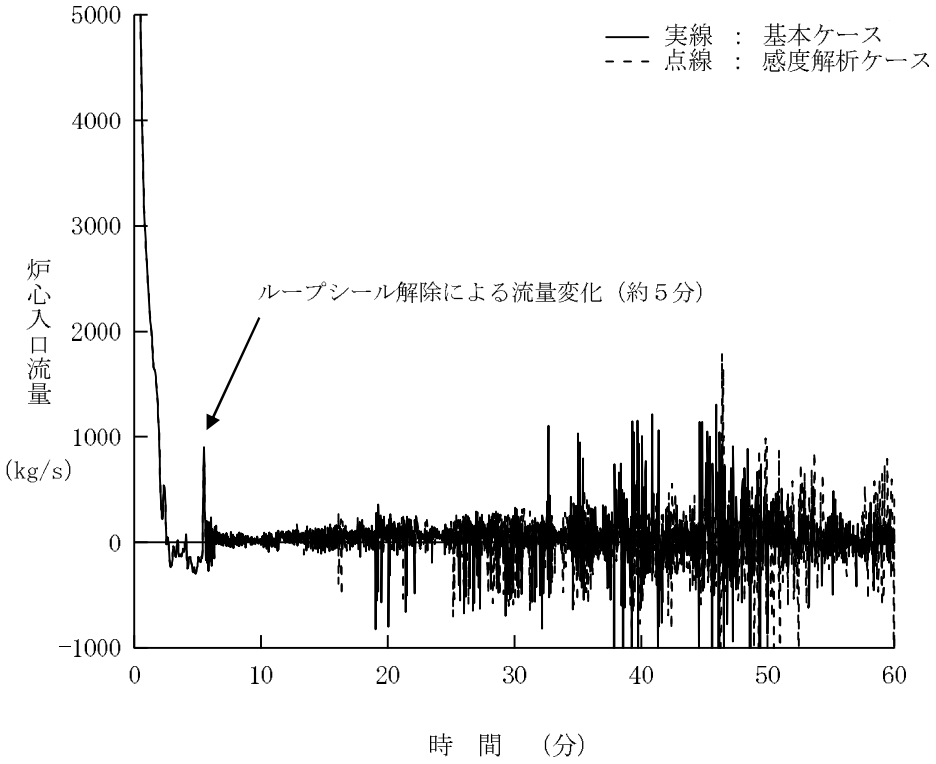
第1.15-281図　燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）
（蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）



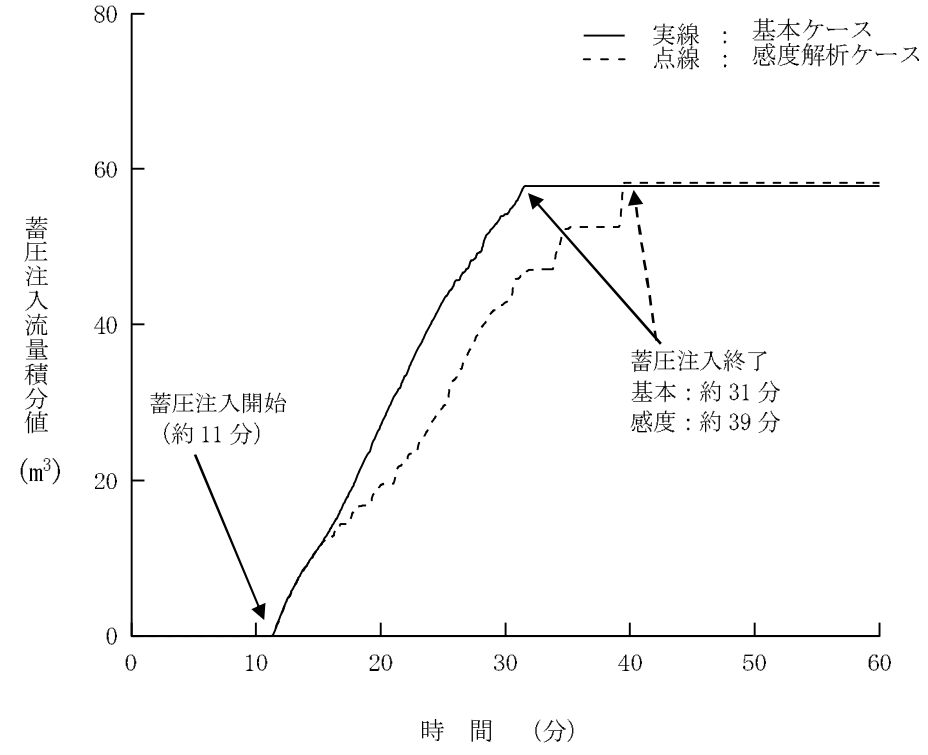
第1.15-282図　1次系圧力の推移（4インチ破断）
（2次系強制冷却操作時間余裕確認）



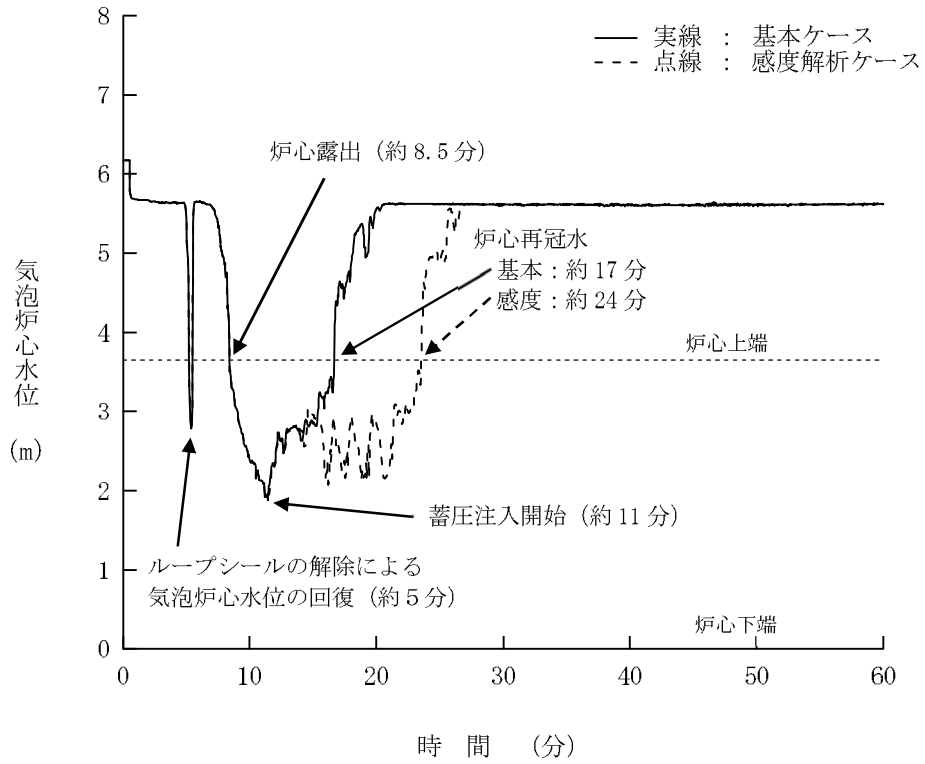
第1.15-283図　1次系保有水量の推移（4インチ破断）
（2次系強制冷却操作時間余裕確認）



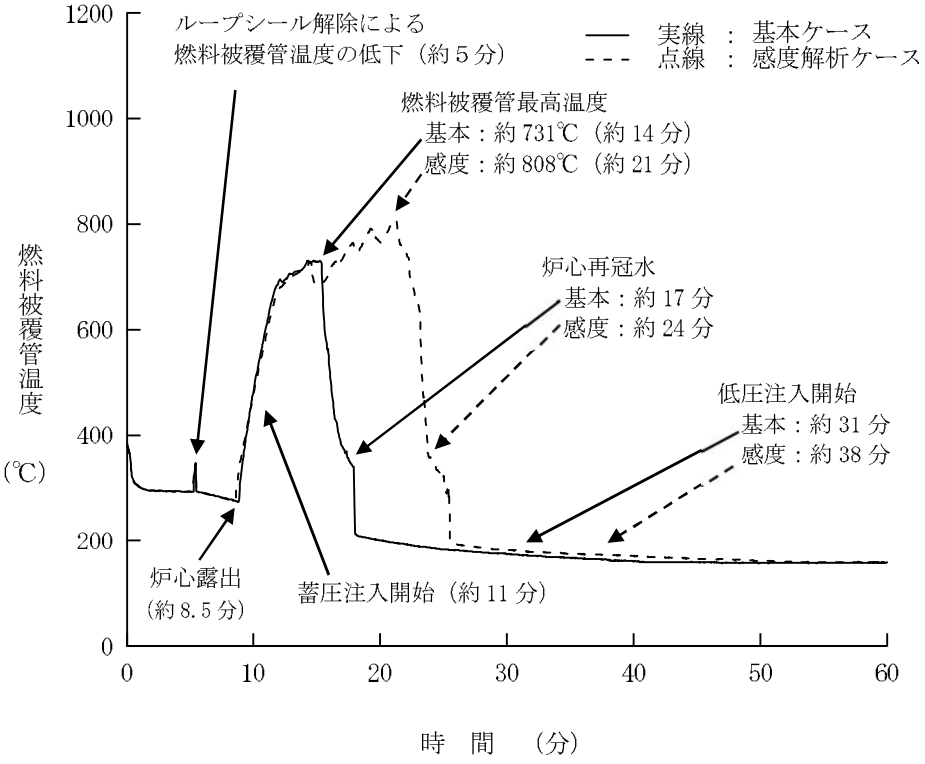
第1.15-284図 炉心入口流量の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



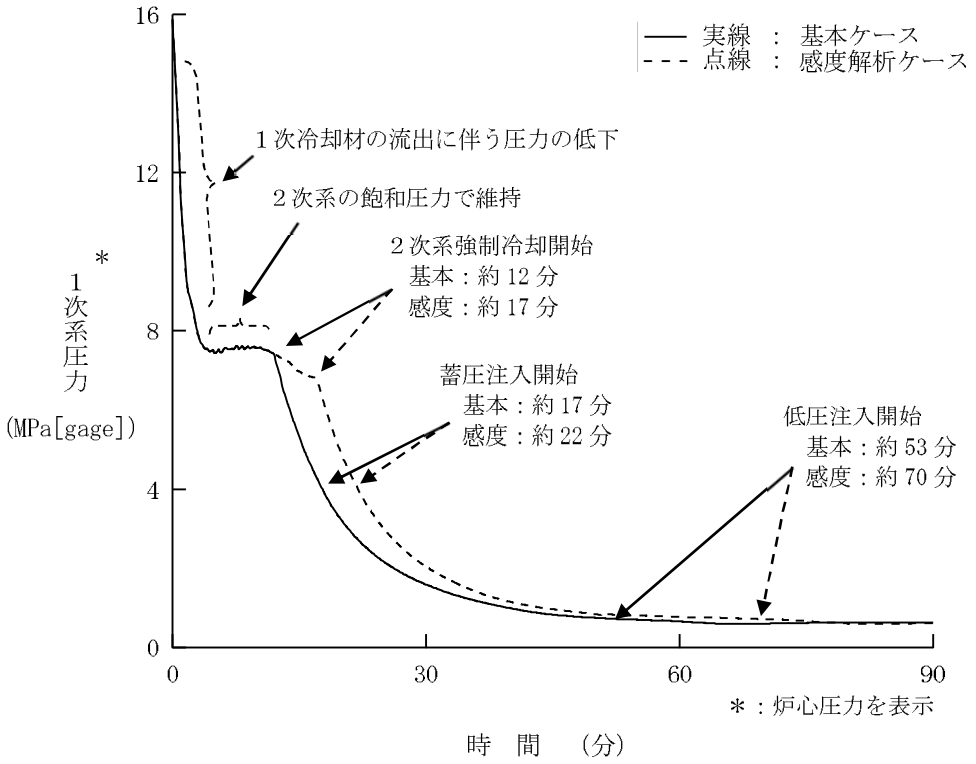
第1.15-285図 蓄圧注入流量積分値の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



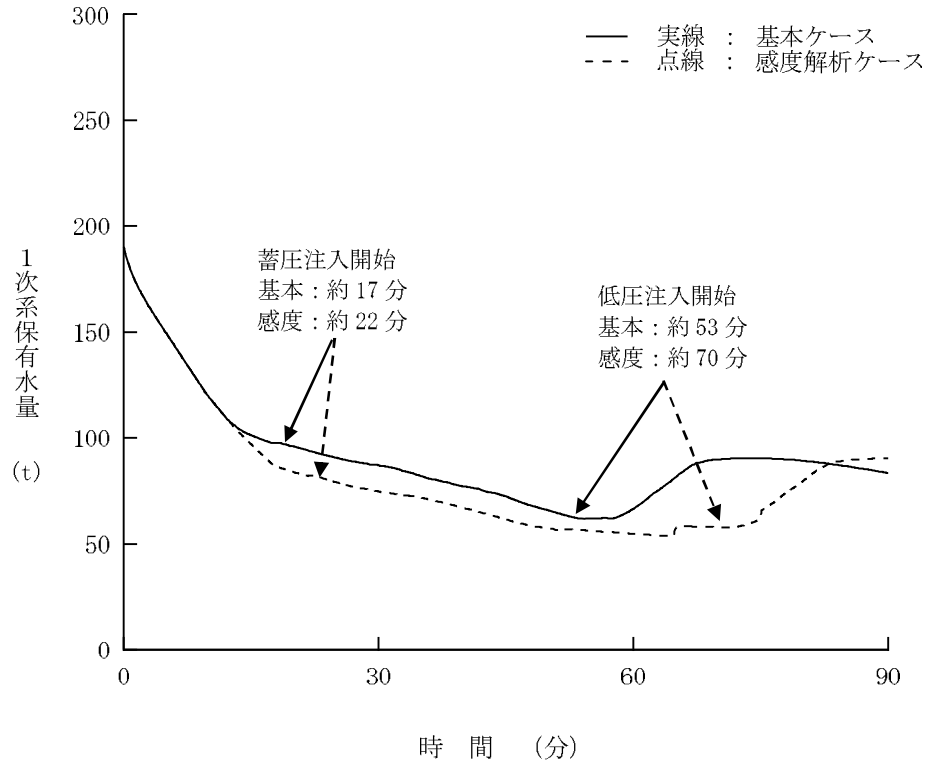
第1.15-286図 気泡炉心水位の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



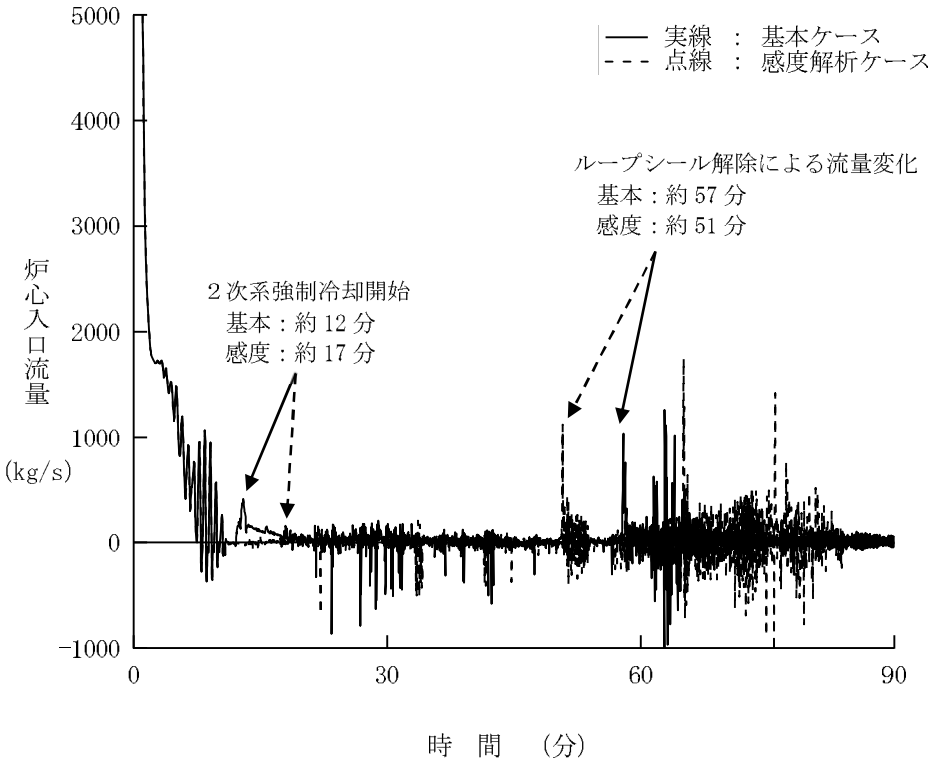
第1.15-287図 燃料被覆管温度の推移(4インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



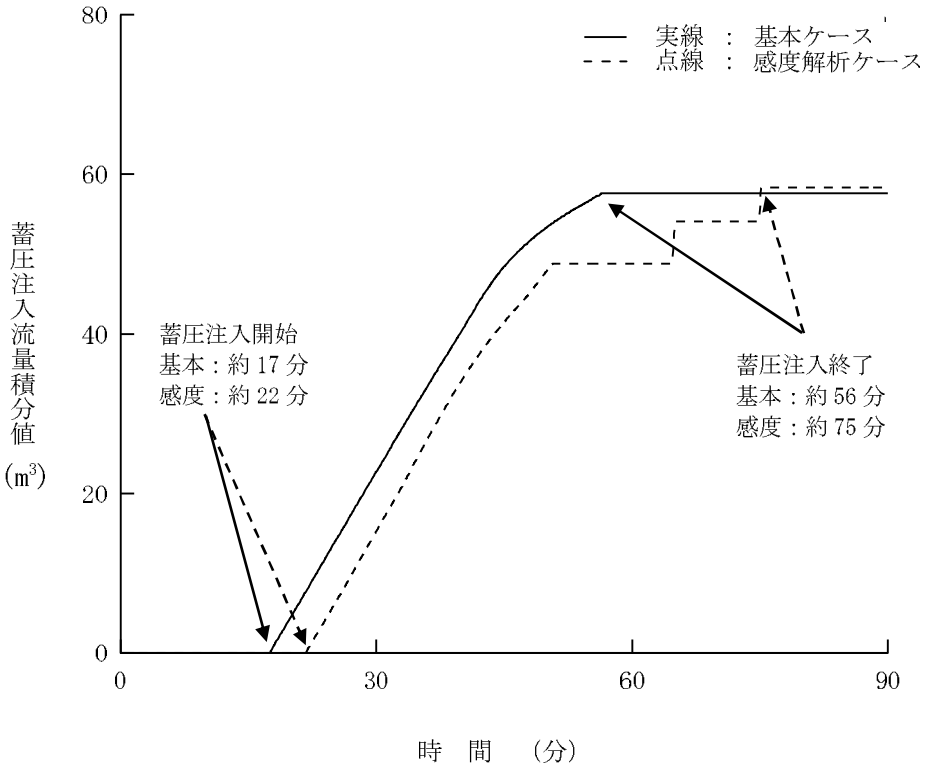
第1.15-288図 1次系圧力の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



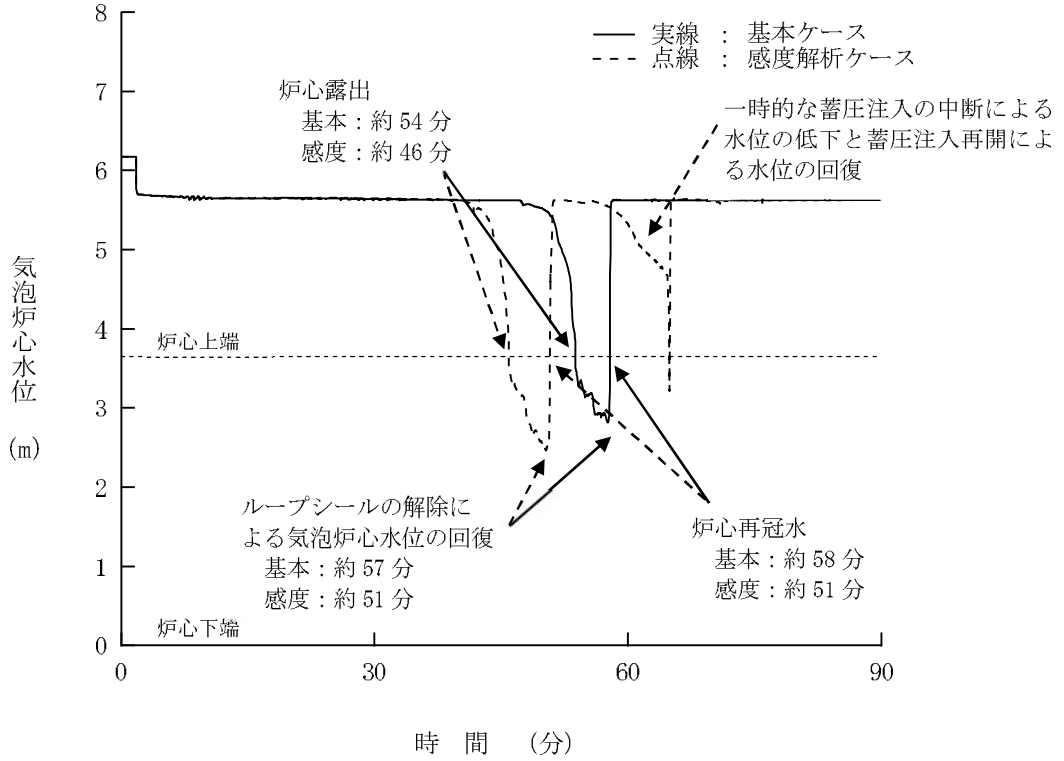
第1.15-289図 1次系保有水量の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



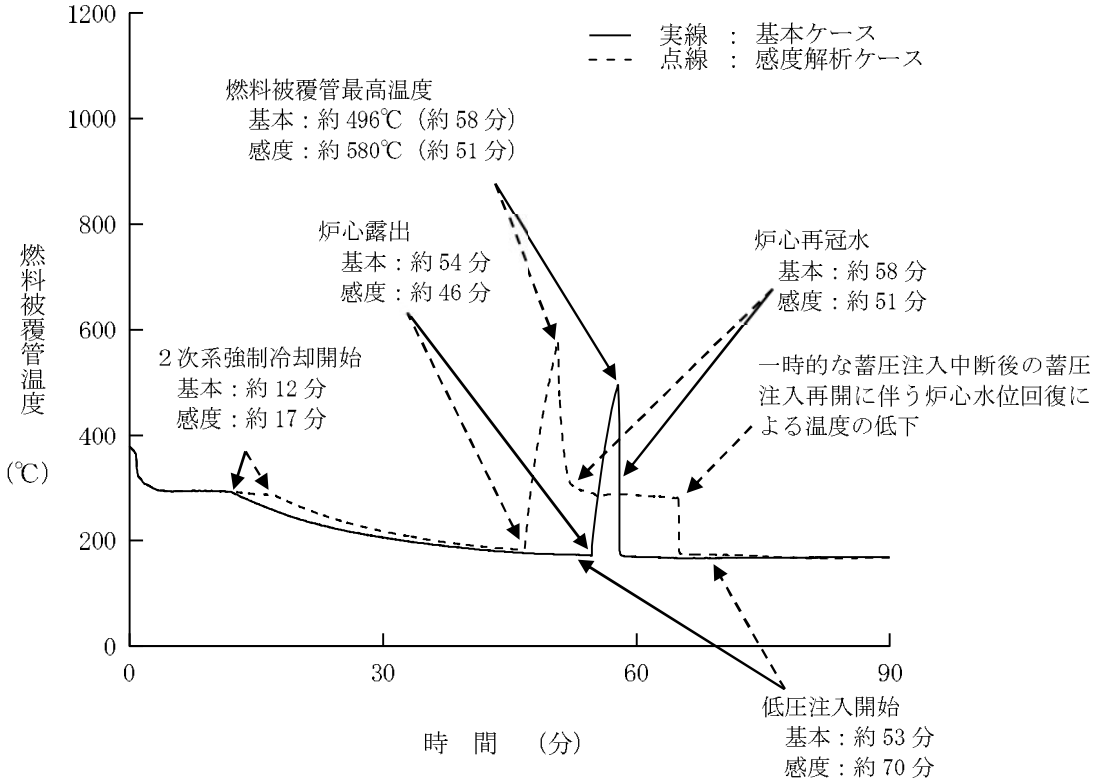
第1.15-290図 炉心入口流量の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



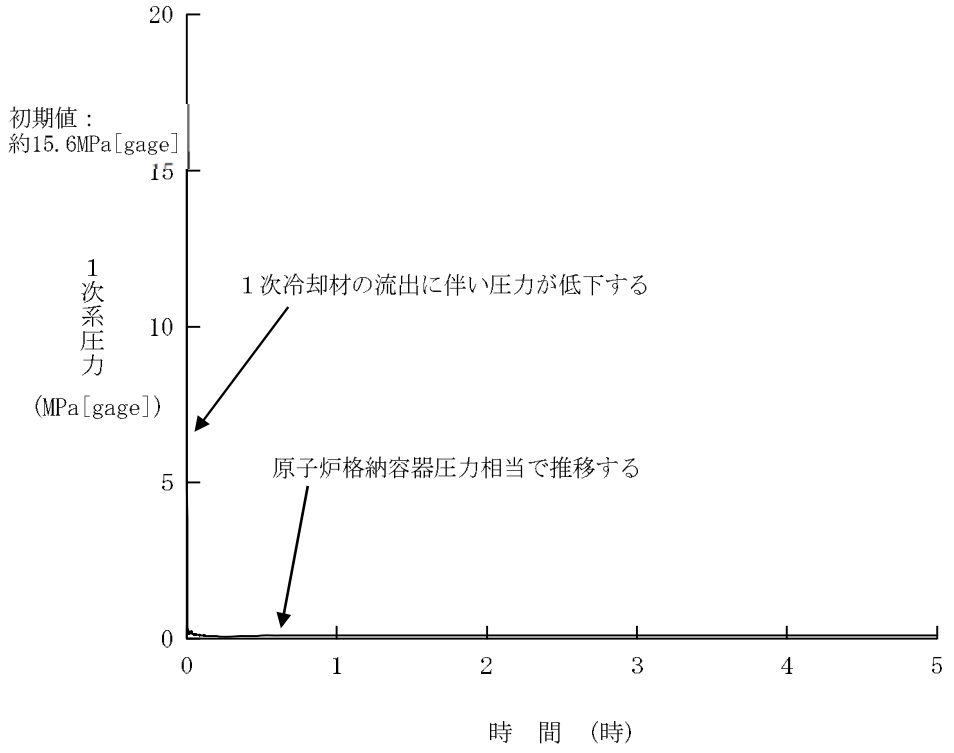
第1.15-291図 蓄圧注入流量積分値の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



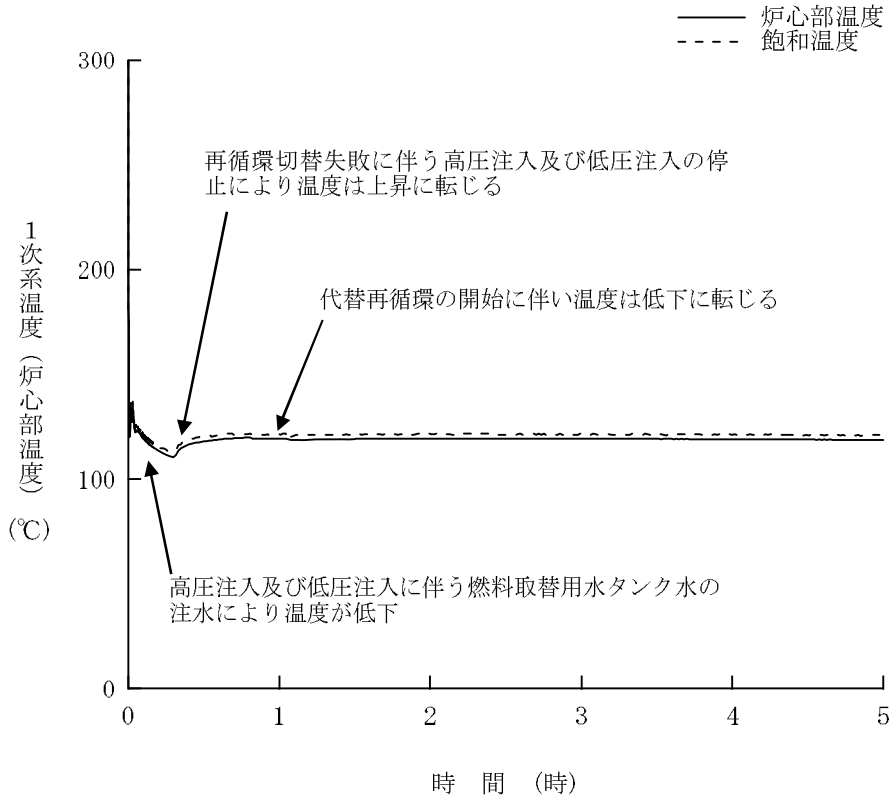
第1.15-292図 気泡炉心水位の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



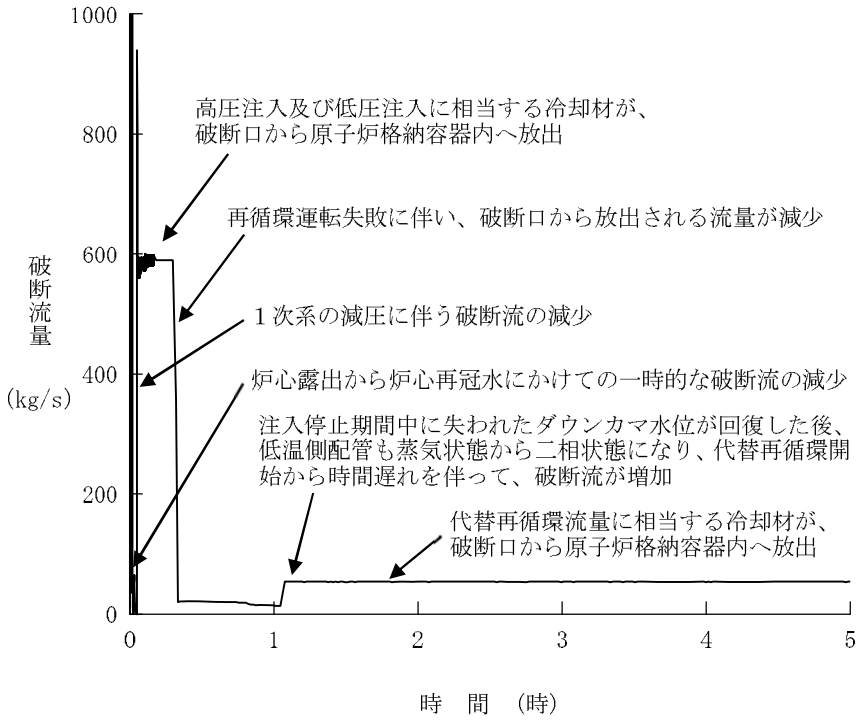
第1.15-293図 燃料被覆管温度の推移(2インチ破断)
(2次系強制冷却操作時間余裕確認)



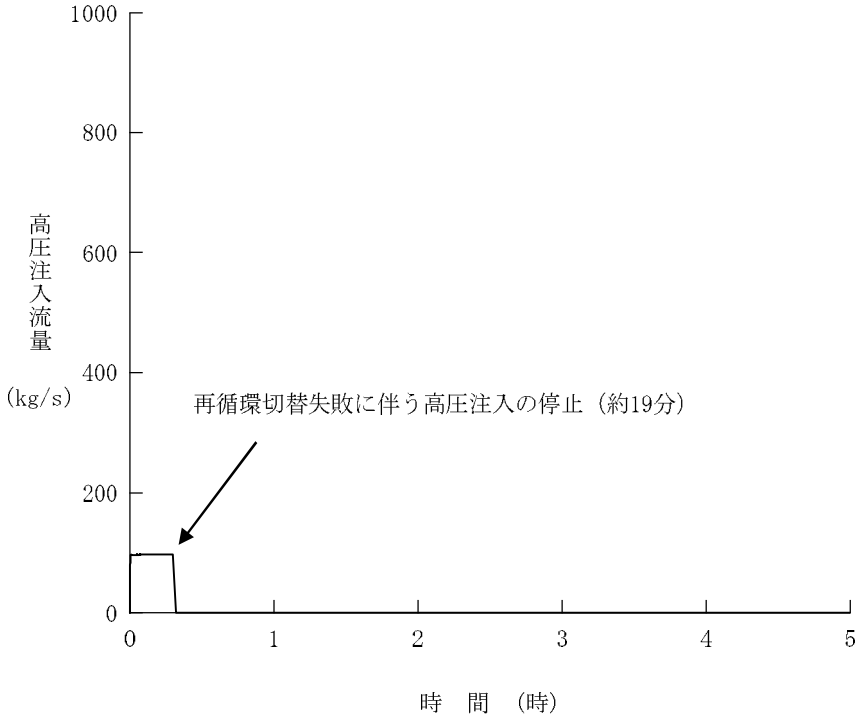
第1.15-294図　1次系圧力の推移



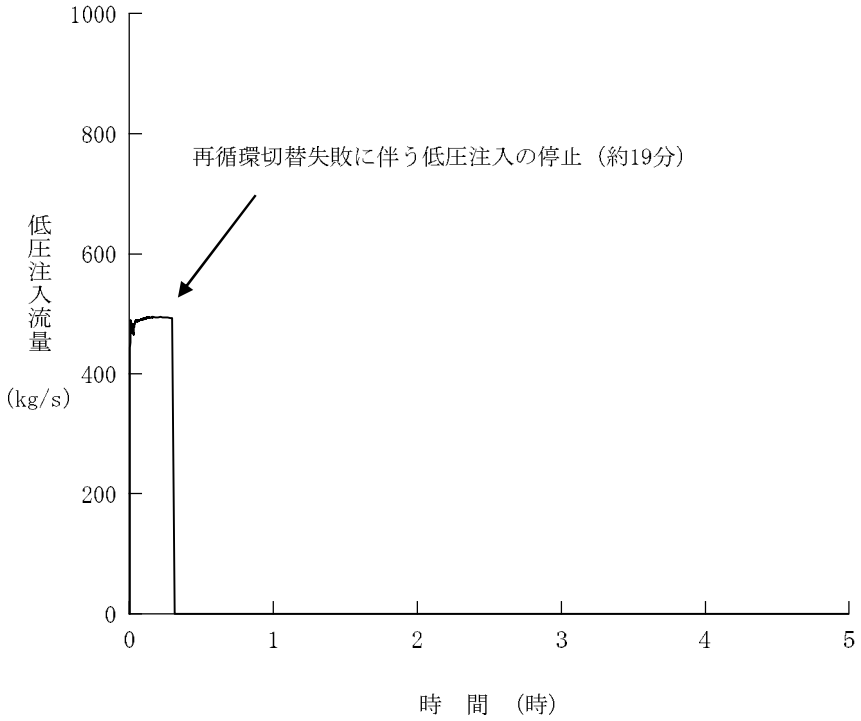
第1.15-295図　1次系温度(炉心部温度)の推移



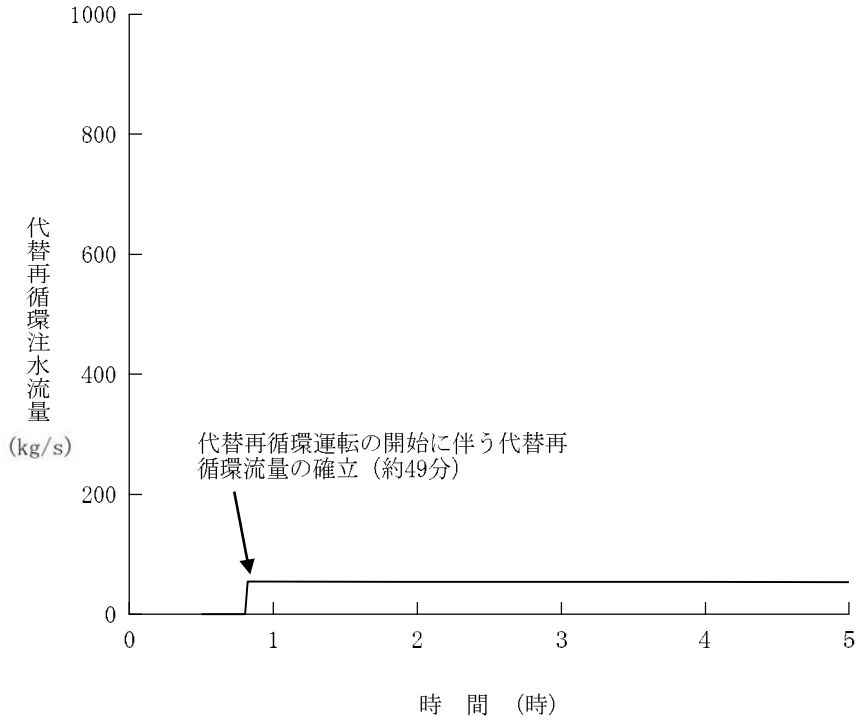
第1.15-296図　破断流量の推移



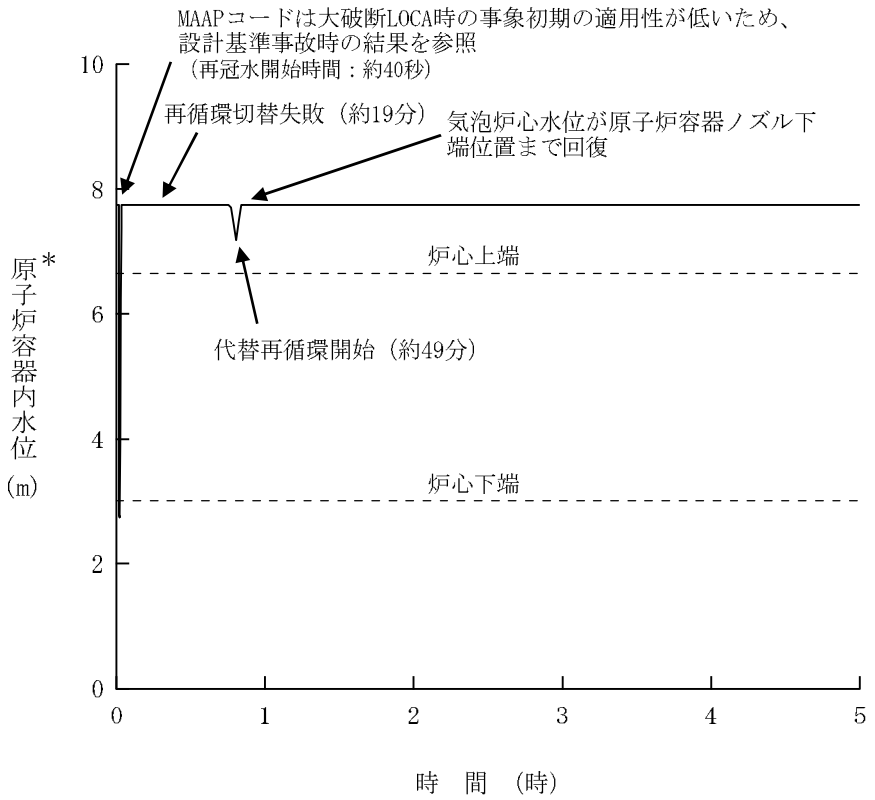
第1.15-297図　高圧注入流量の推移



第1.15-298図　低圧注入流量の推移

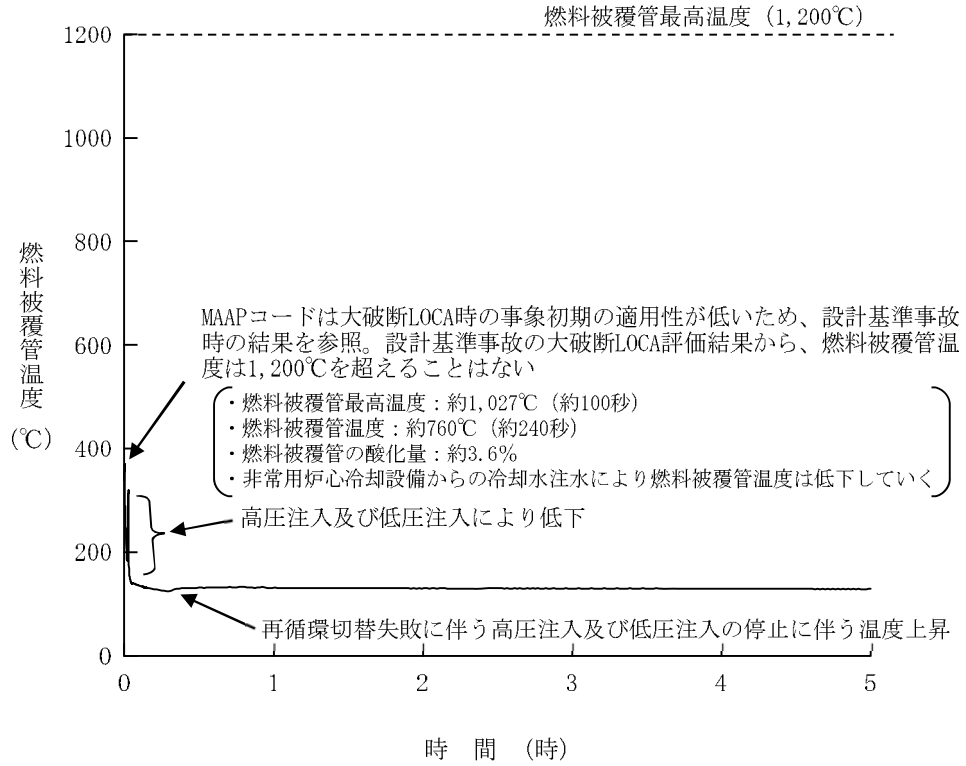


第1.15-299図　代替再循環注水流量の推移

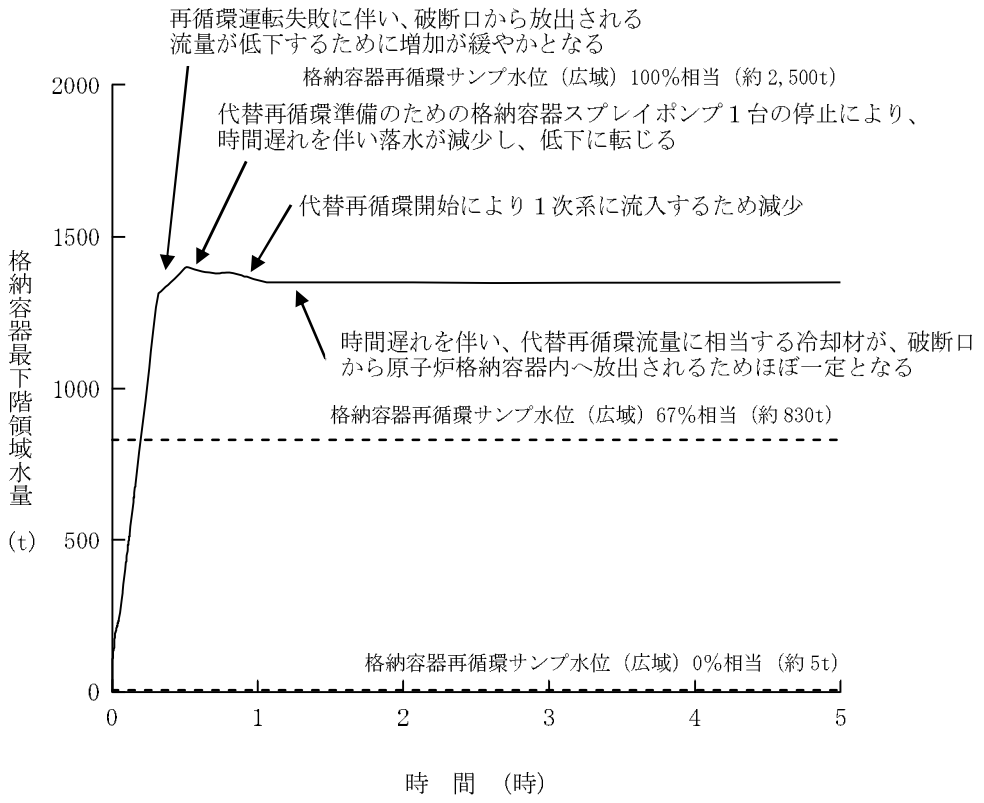


＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

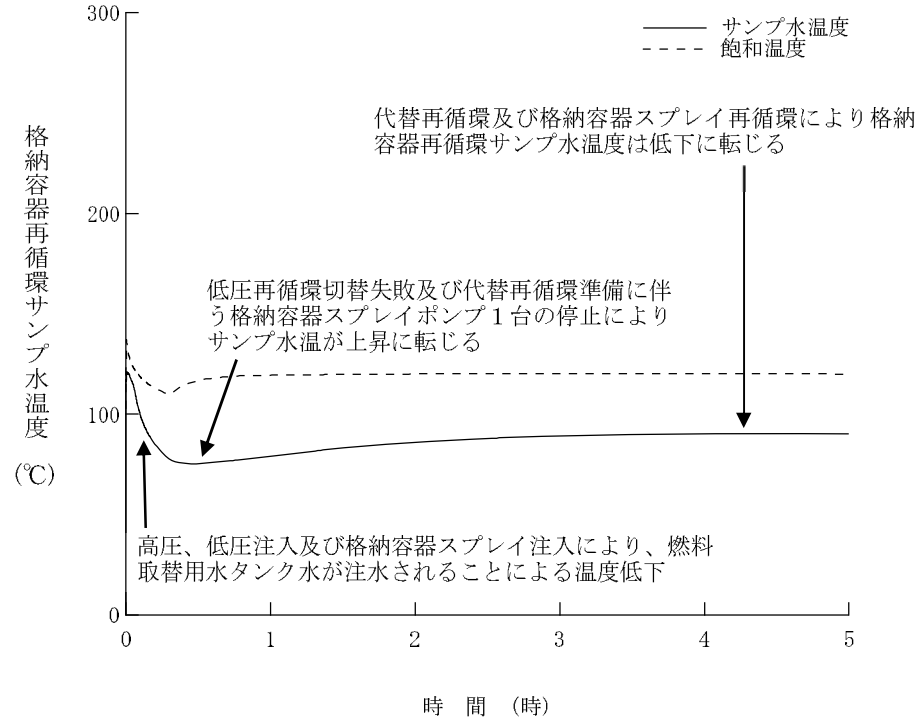
第1.15-300図　原子炉容器内水位の推移



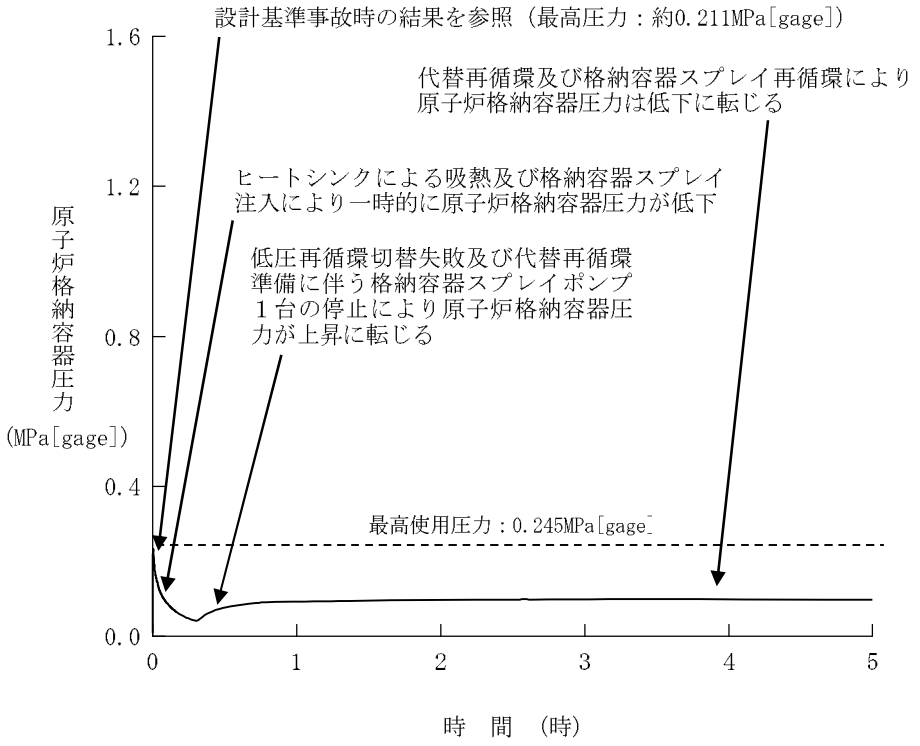
第1.15-301図　燃料被覆管温度の推移



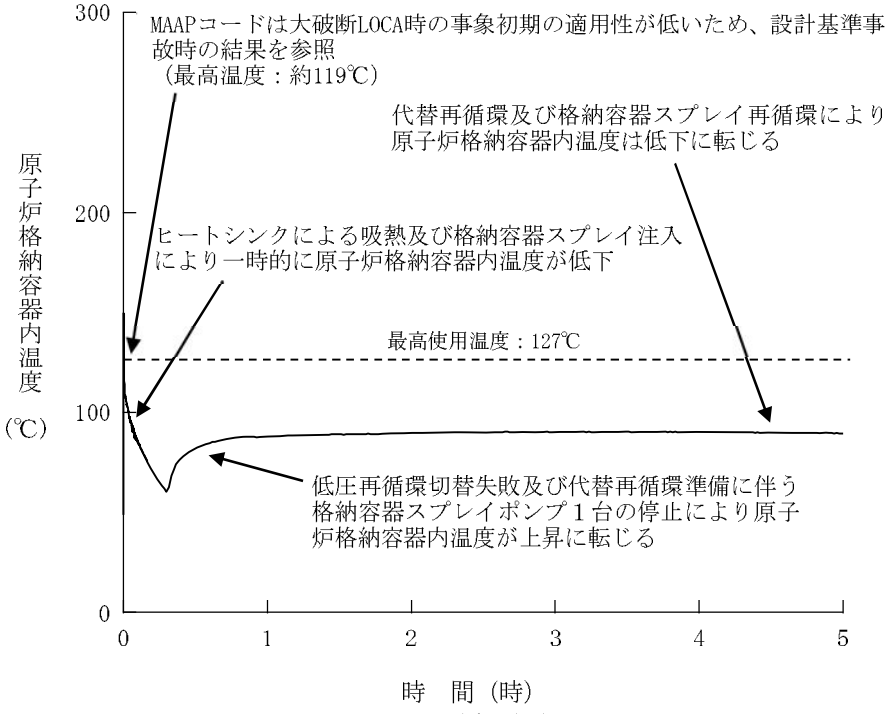
第1.15-302図　格納容器最下階領域水量の推移



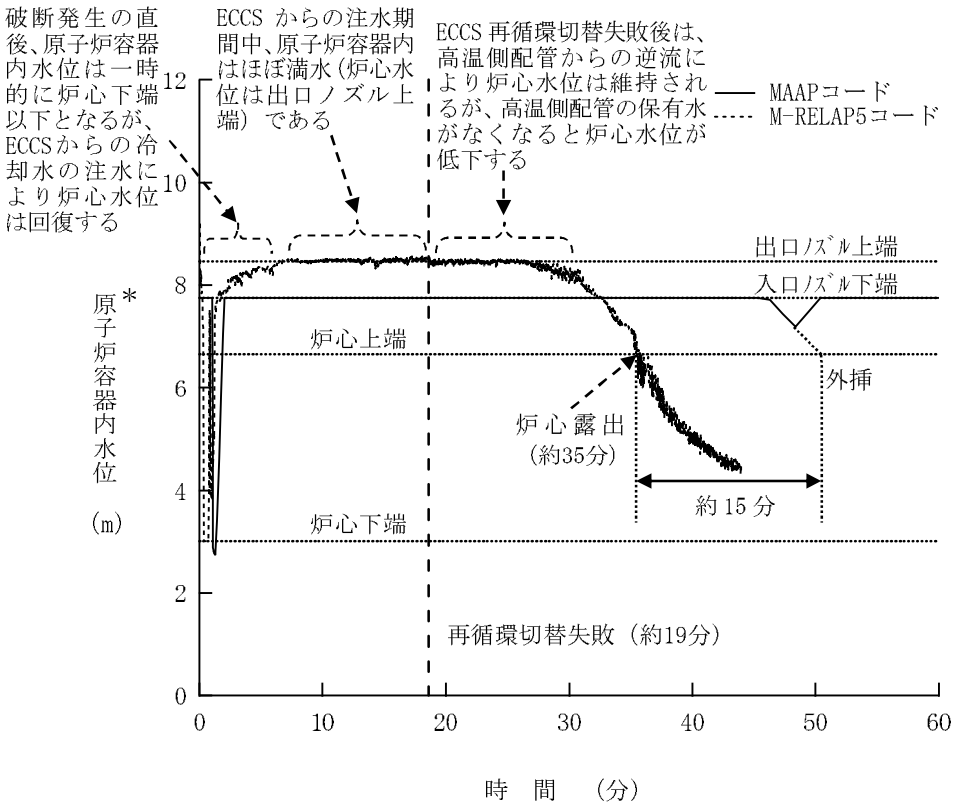
第1.15-303図　格納容器再循環サンプ水温度の推移



第1.15-304図　原子炉格納容器圧力の推移

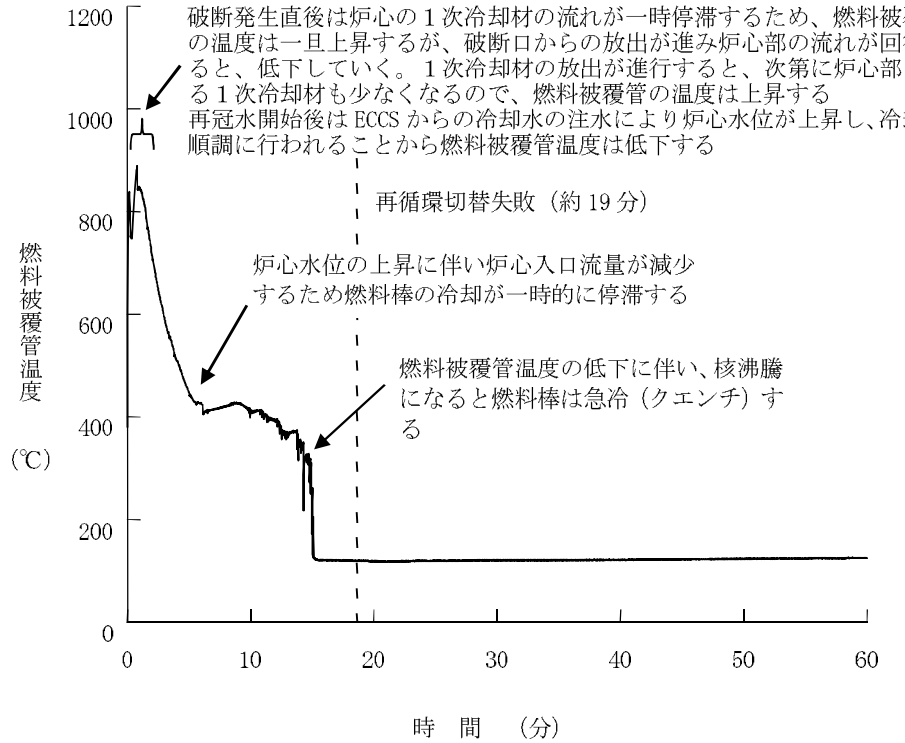


第1.15-305図　原子炉格納容器内温度の推移

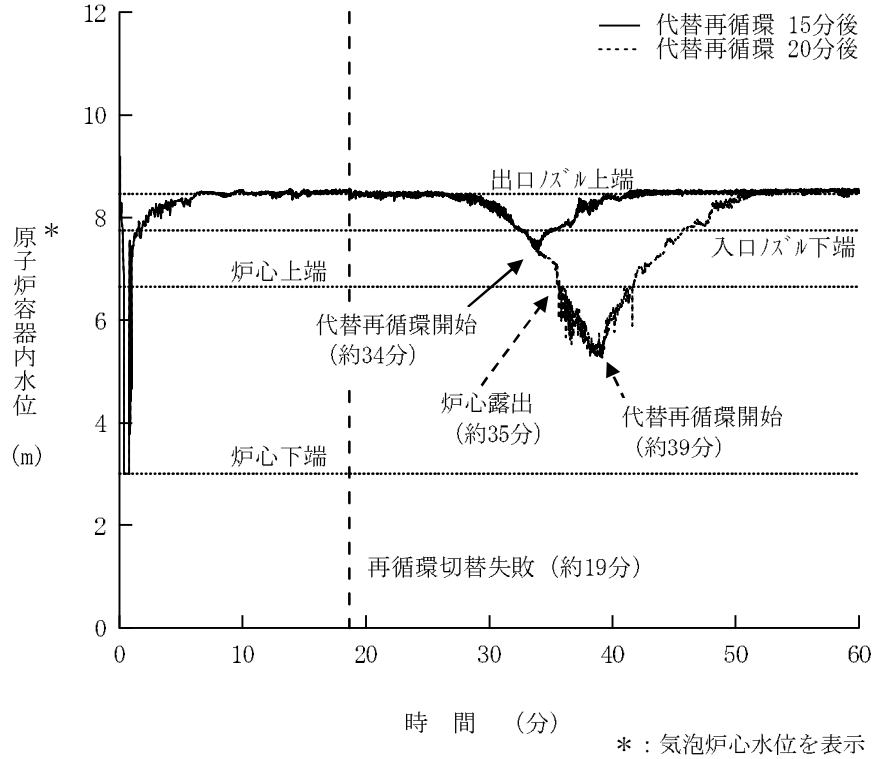


＊：MAAP コードによる原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡炉心水位を表示

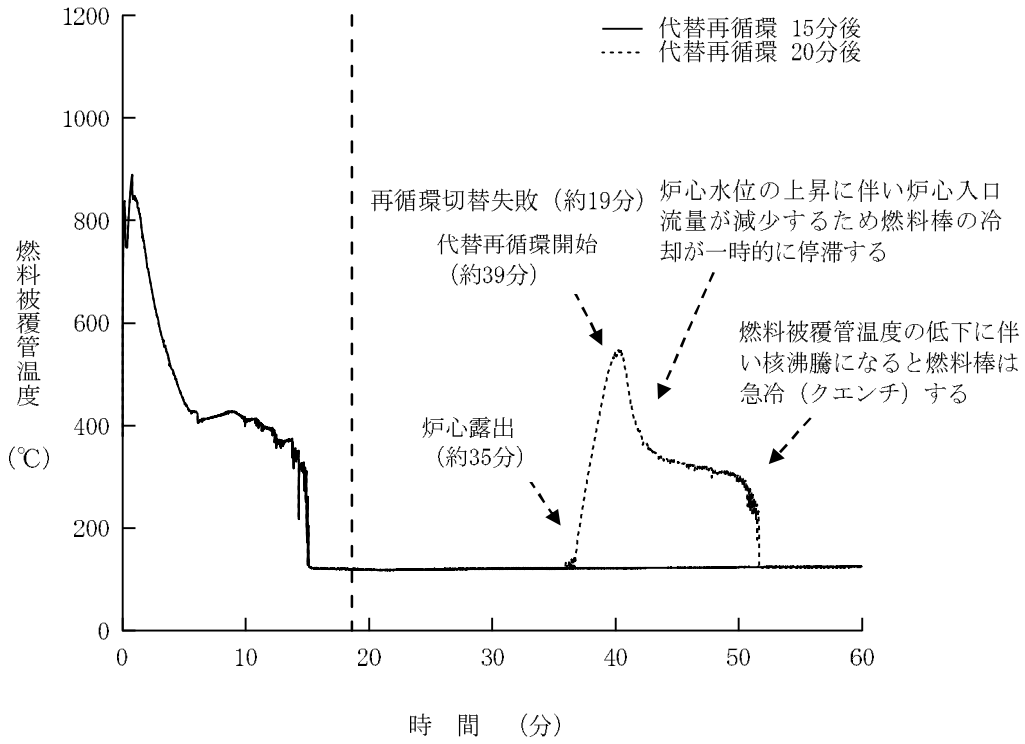
第1.15-306図 原子炉容器内水位の推移（コード間比較）



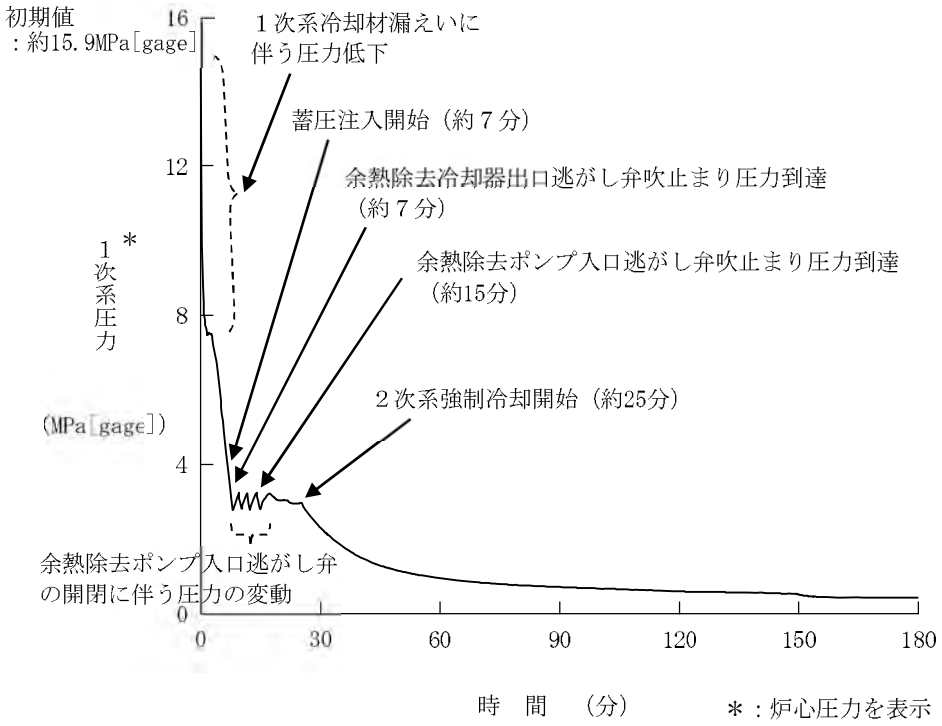
第1.15-307図 燃料被覆管温度の推移（M-RELAP5コード）



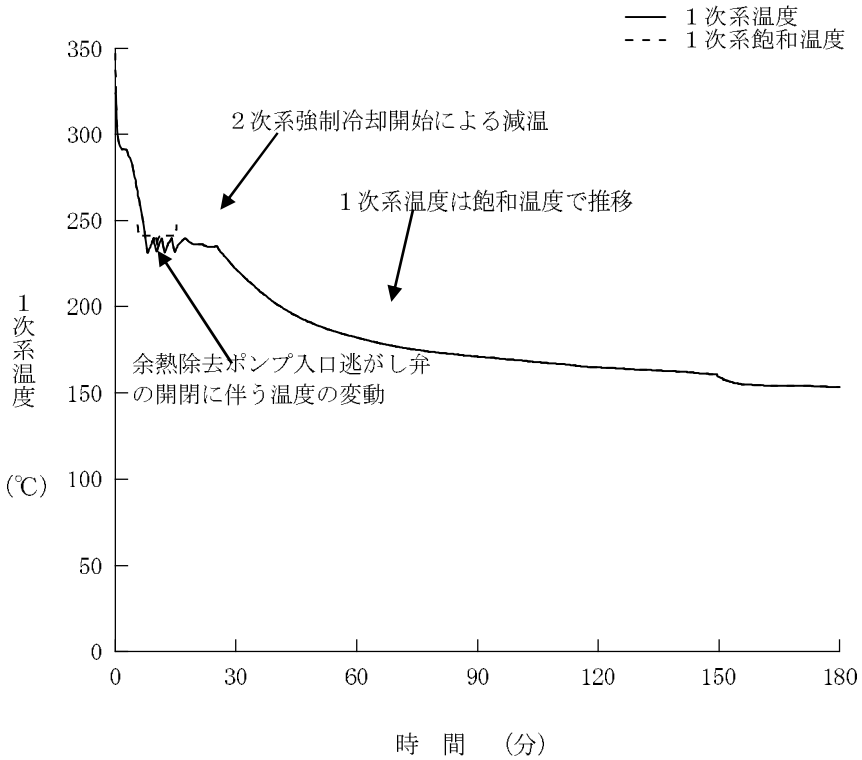
第1.15-308図　原子炉容器内水位の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5コード)



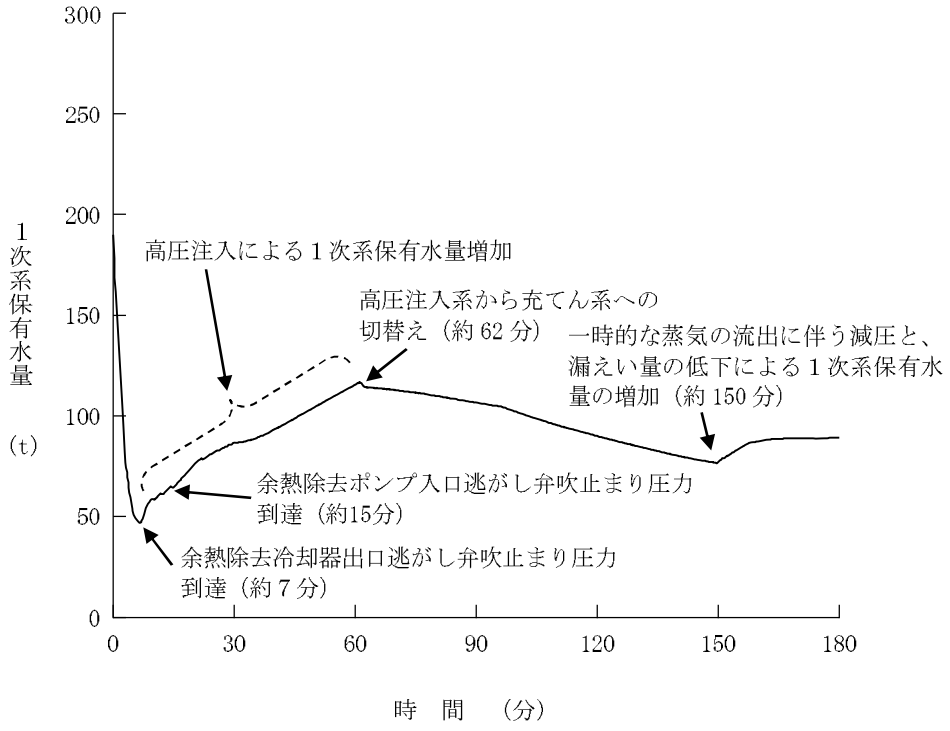
第1.15-309図　燃料被覆管温度の推移(代替再循環操作時間余裕確認)
(M-RELAP5コード)



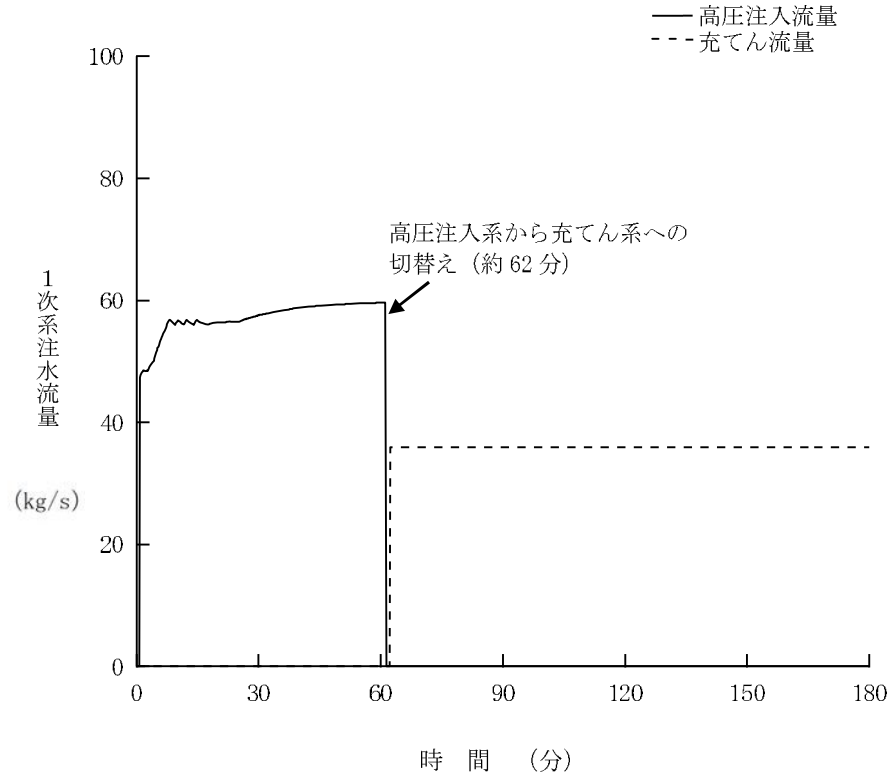
第1.15-310図　1次系圧力の推移（インターフェイスシステムLOCA）



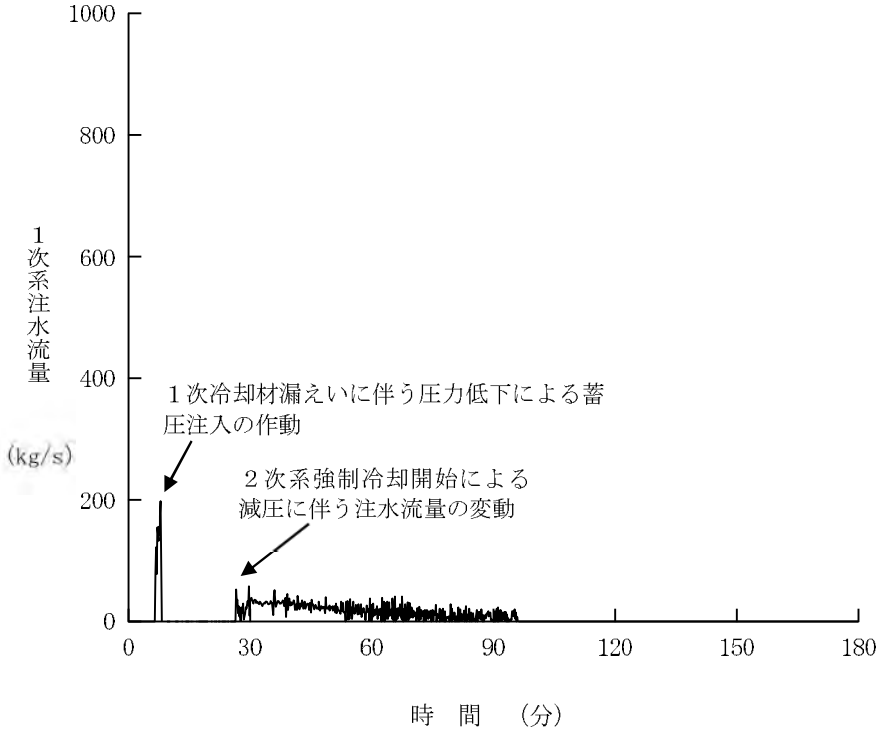
第1.15-311図　1次系温度の推移（インターフェイスシステムLOCA）



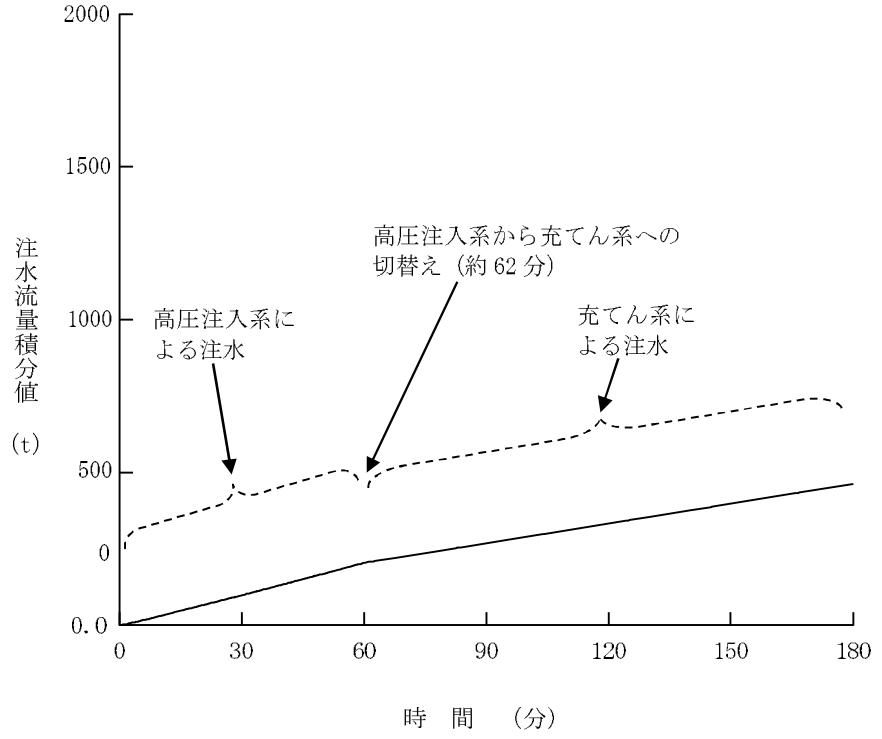
第1.15-312図　1次系保有水量の推移（インターフェイスシステムLOCA）



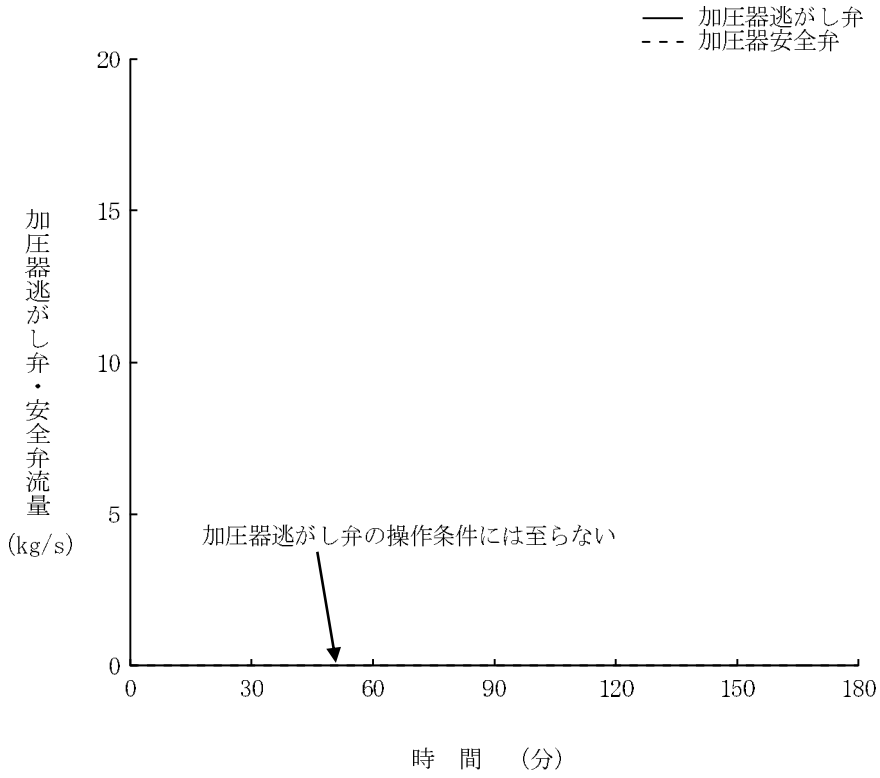
第1.15-313図　1次系注水流量（高圧及び充てん）の推移
（インターフェイスシステムLOCA）



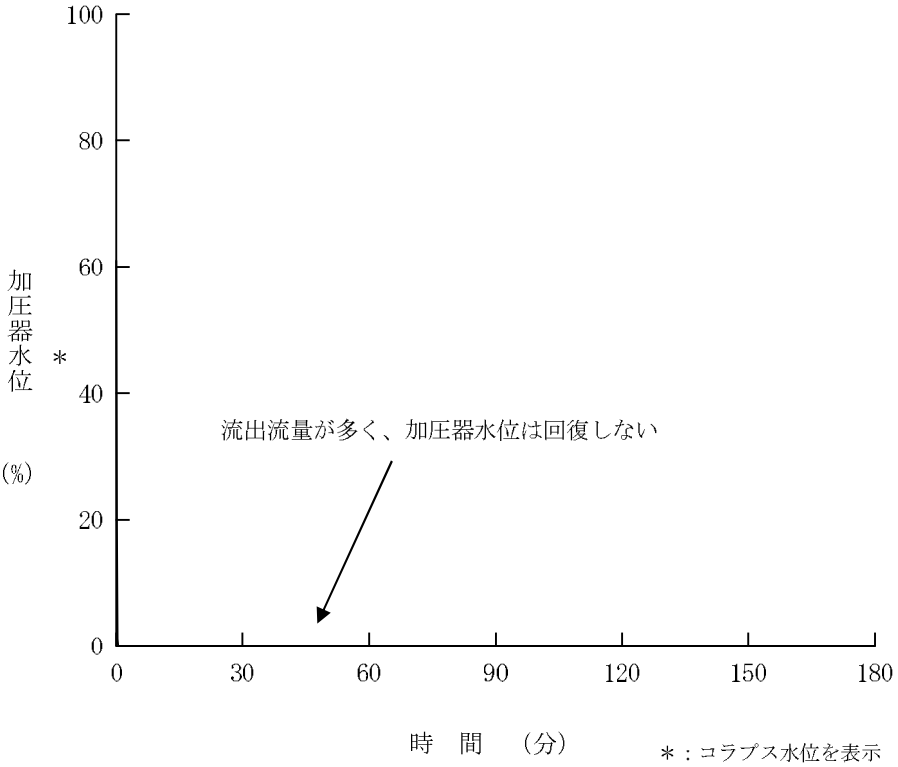
第1.15-314図 1次系注水流量(蓄圧注入)の推移
(インターフェイスシステムLOCA)



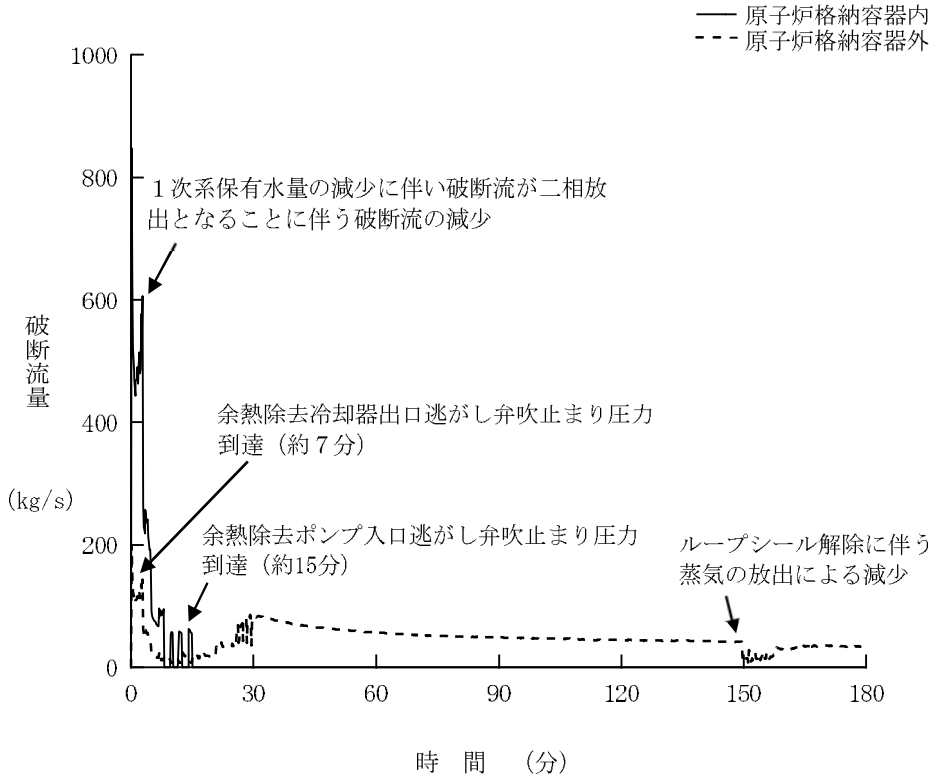
第1.15-315図 注水流量積分値の推移(インターフェイスシステムLOCA)



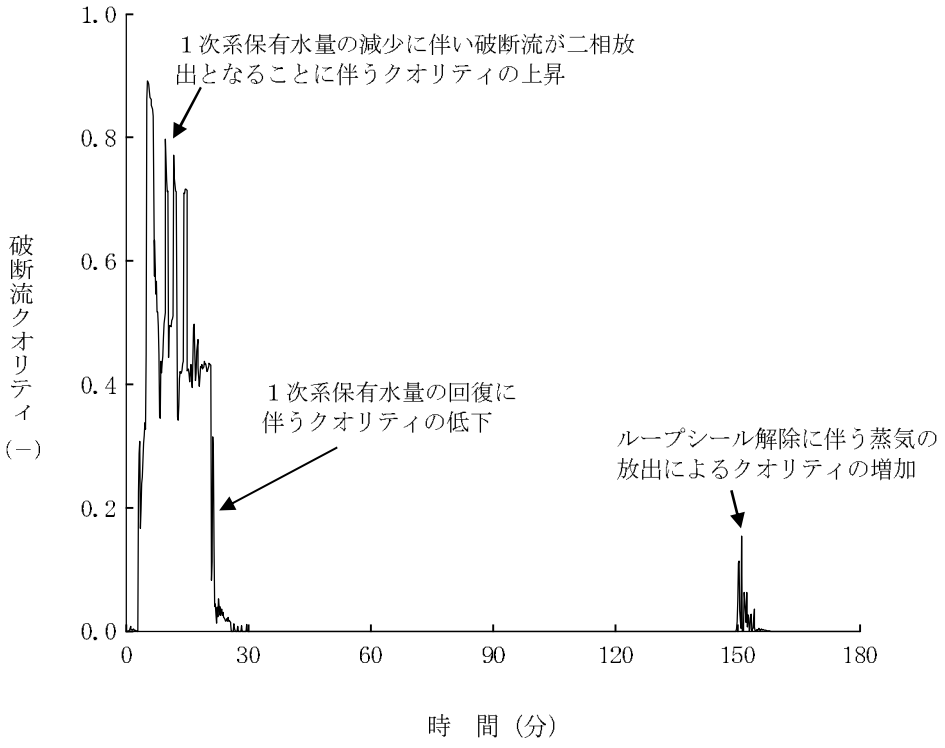
第1.15-316図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
（インターフェイスシステムLOCA）



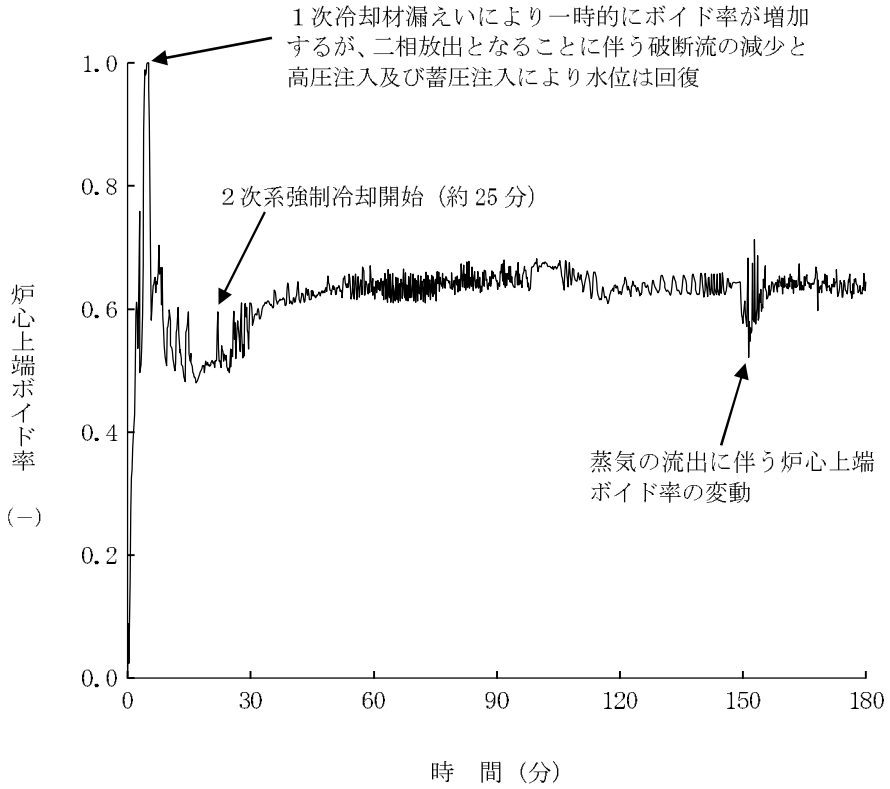
第1.15-317図　加圧器水位の推移（インターフェイスシステムLOCA）



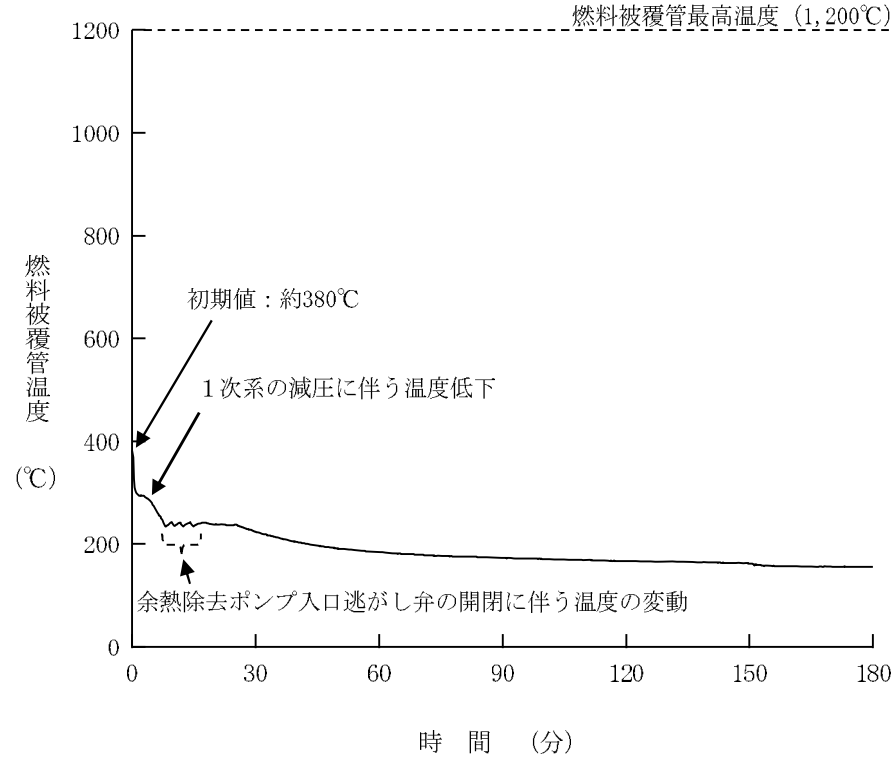
第1.15-318図　破断流量の推移（インターフェイスシステムLOCA）



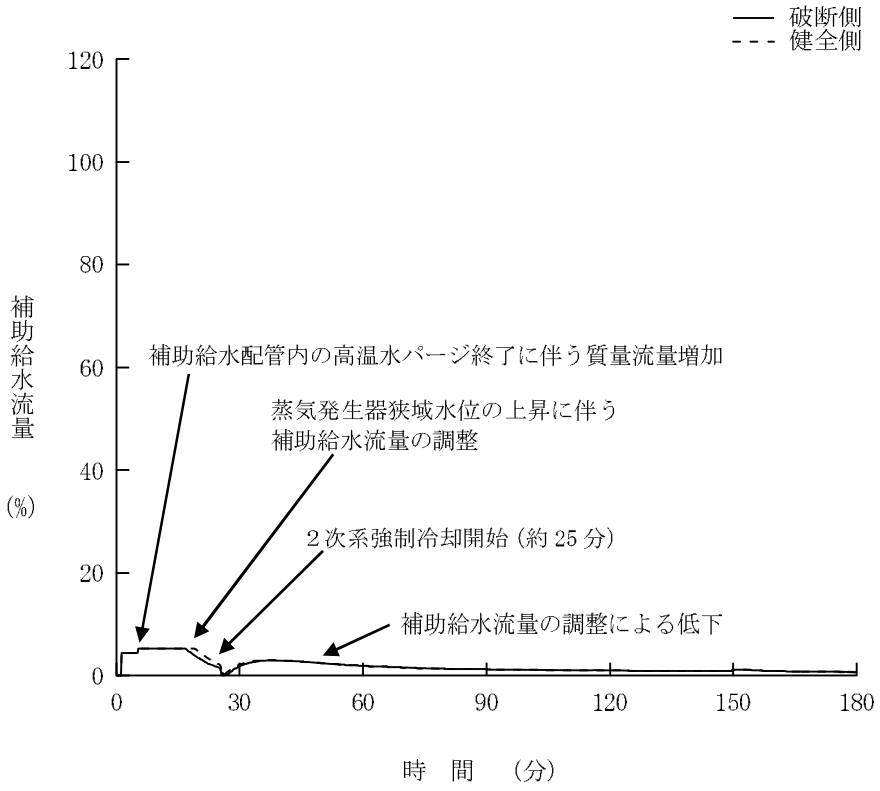
第1.15-319図　破断流クオリティの推移（インターフェイスシステムLOCA）



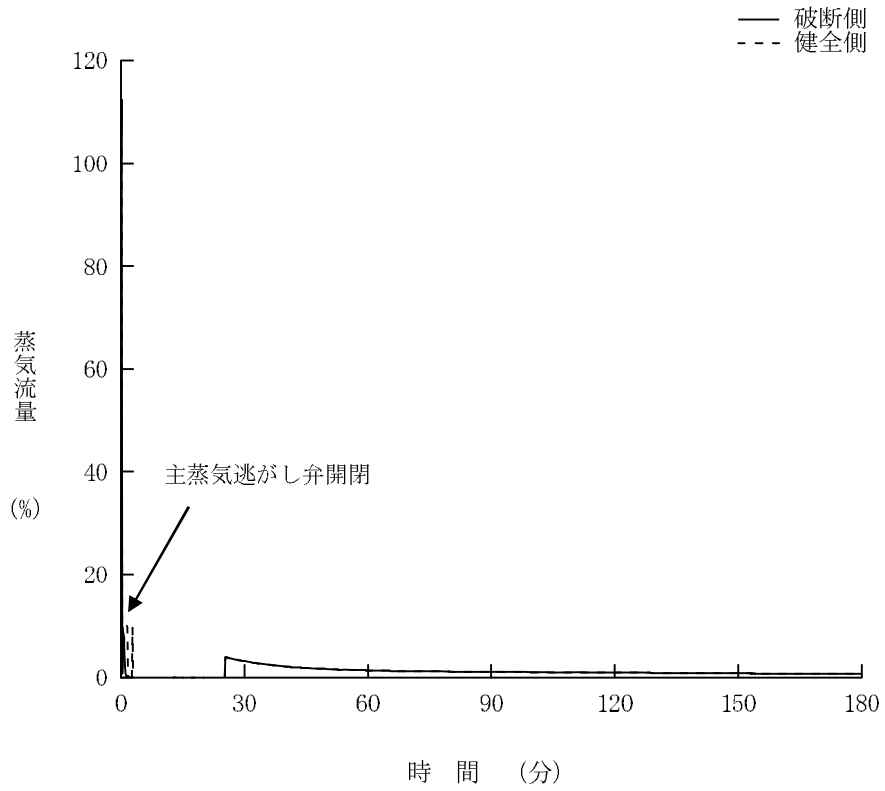
第1.15-320図　炉心上端ボイド率の推移（インターフェイスシステムLOCA）



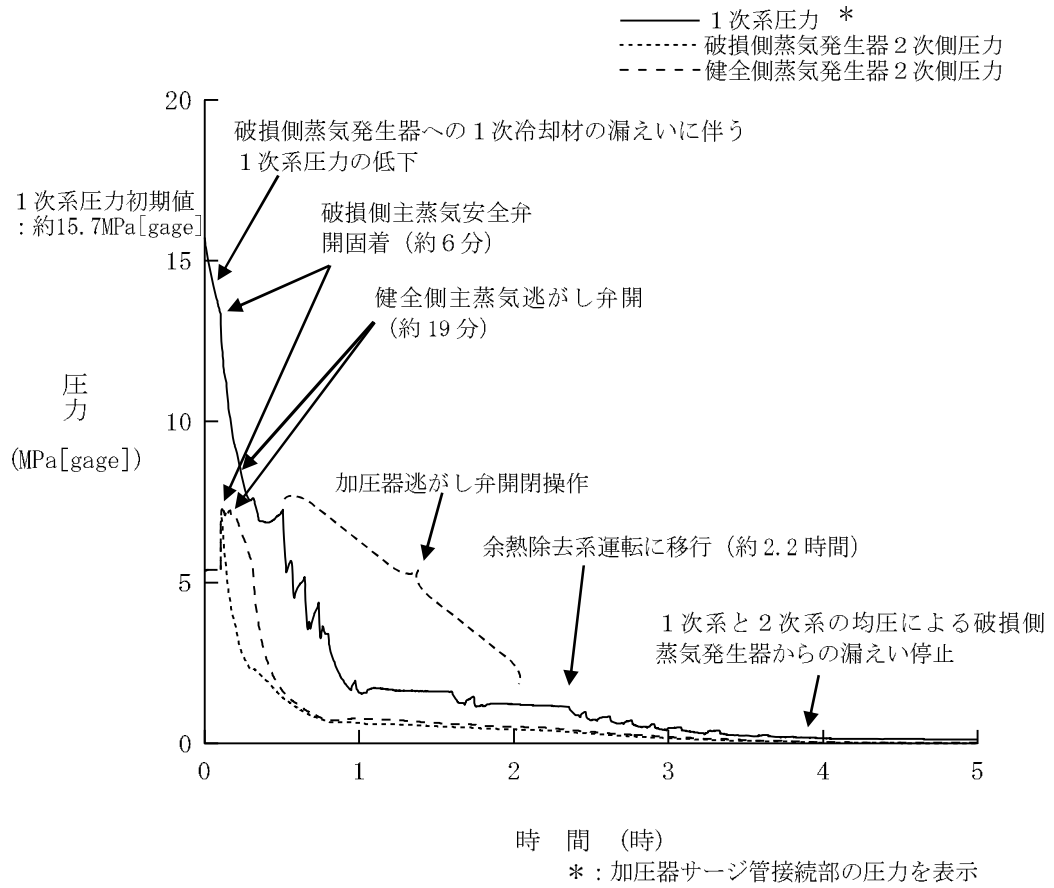
第1.15-321図　燃料被覆管温度の推移（インターフェイスシステムLOCA）



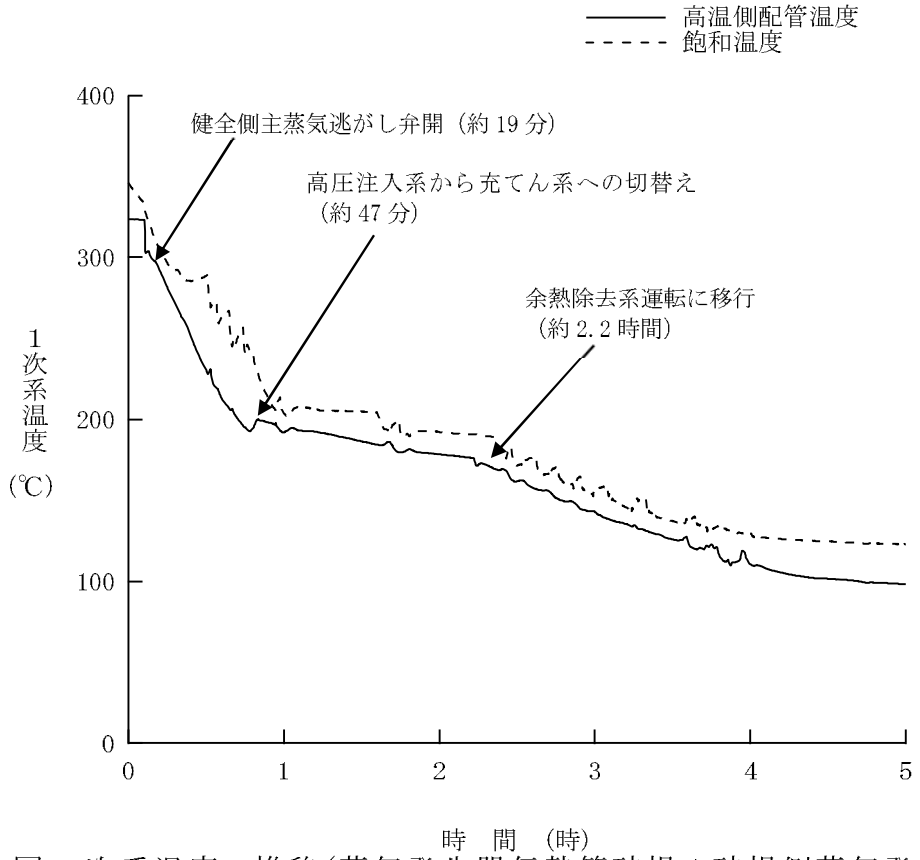
第1.15-322図　補助給水流量の推移（インターフェイスシステムLOCA）



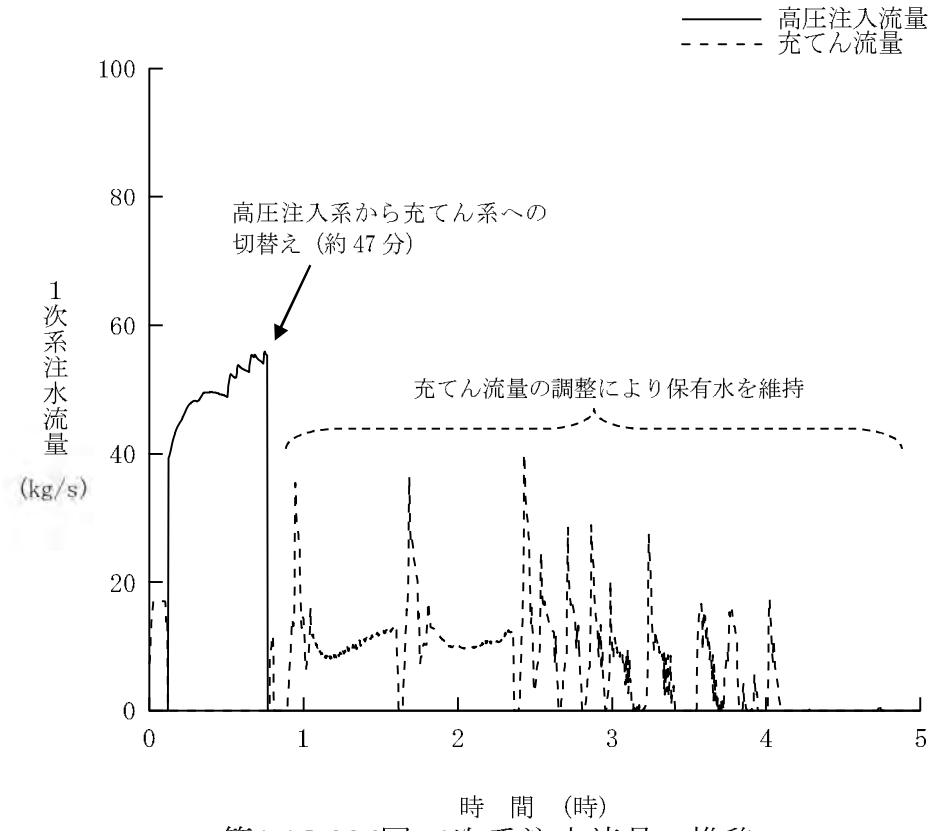
第1.15-323図　蒸気流量の推移（インターフェイスシステムLOCA）



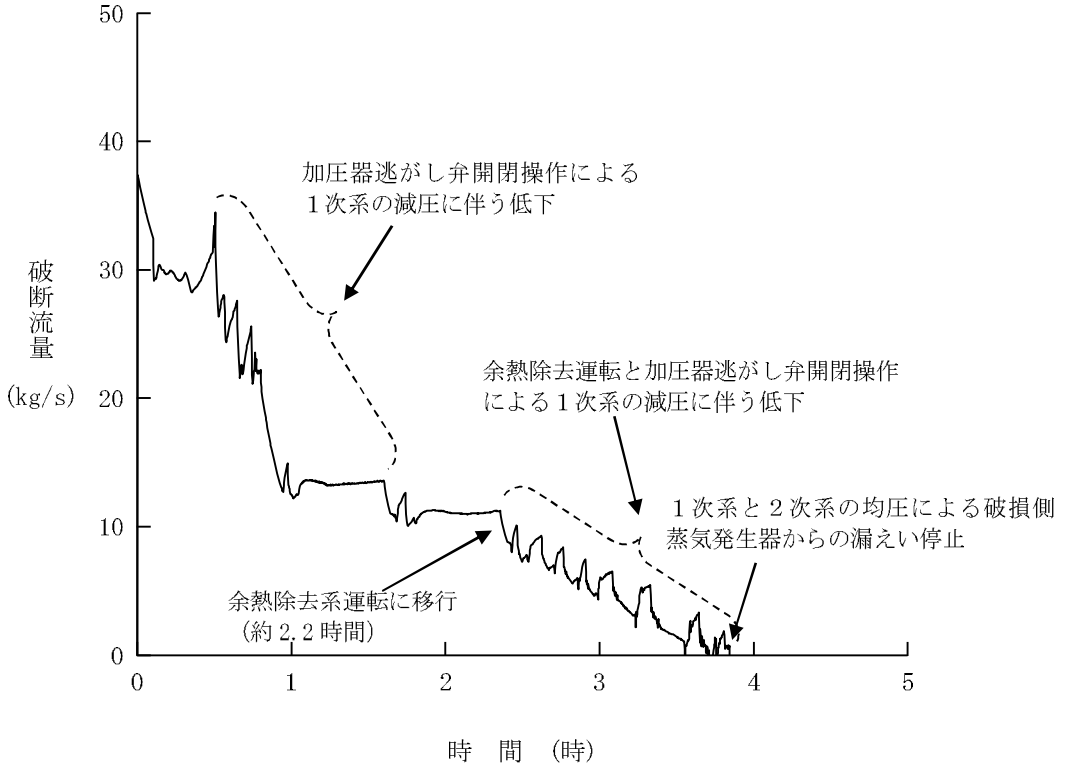
第1.15-324図　1、2次系圧力の推移(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



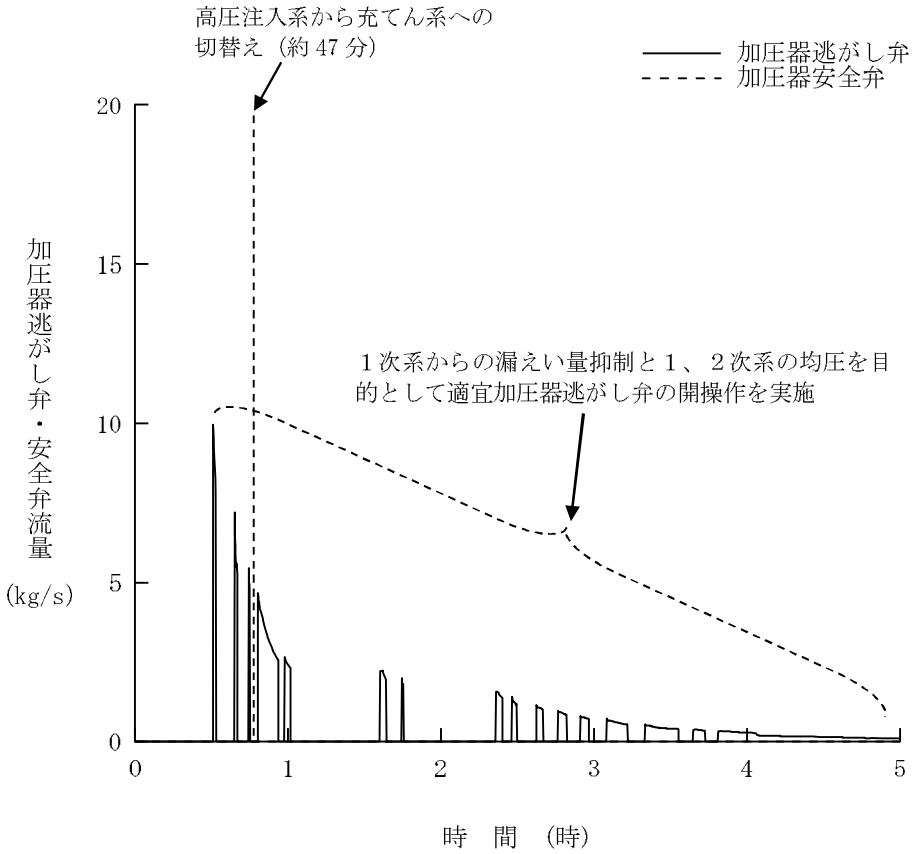
第1.15-325図　1次系温度の推移(蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗)



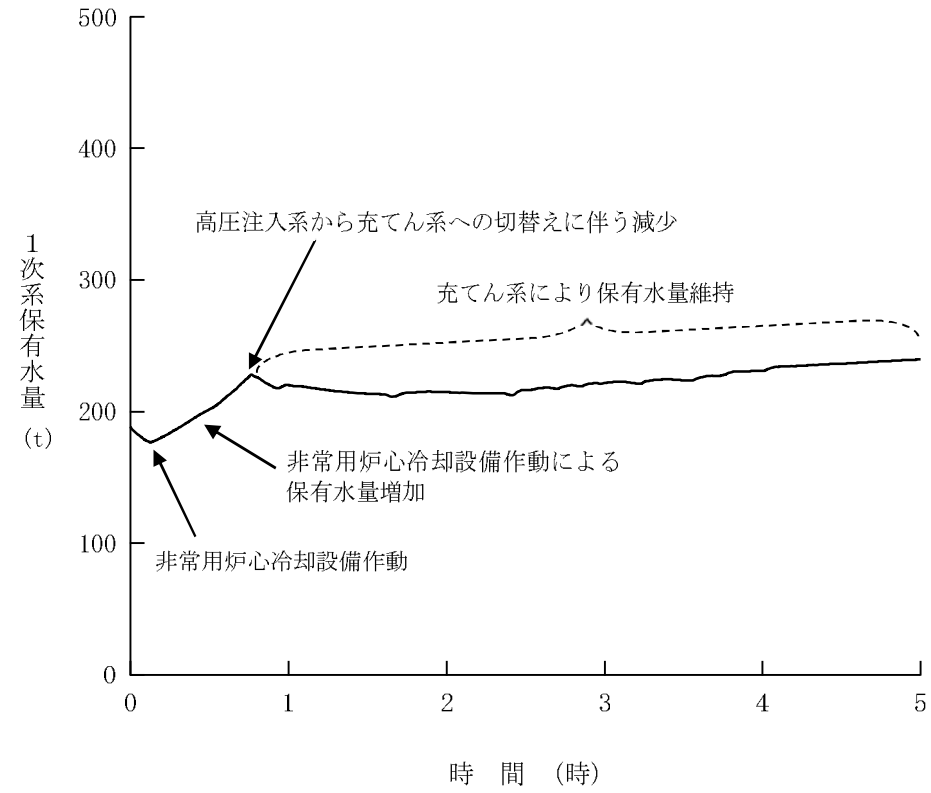
第1.15-326図　1次系注水流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



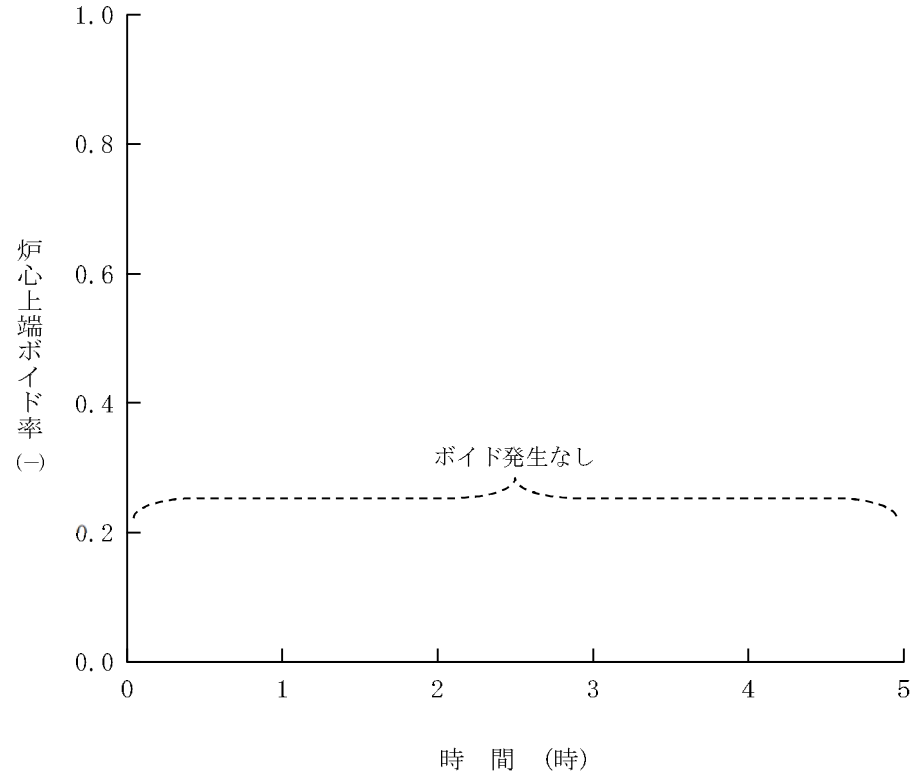
第1.15-327図　破断流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



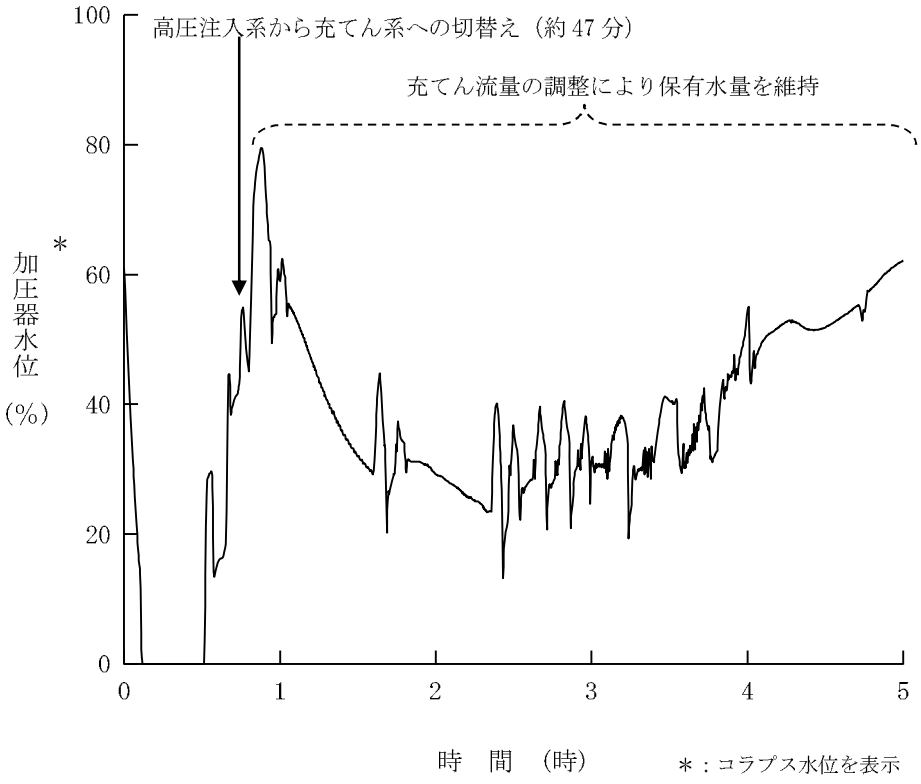
第1.15-328図　加圧器逃がし弁・安全弁流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



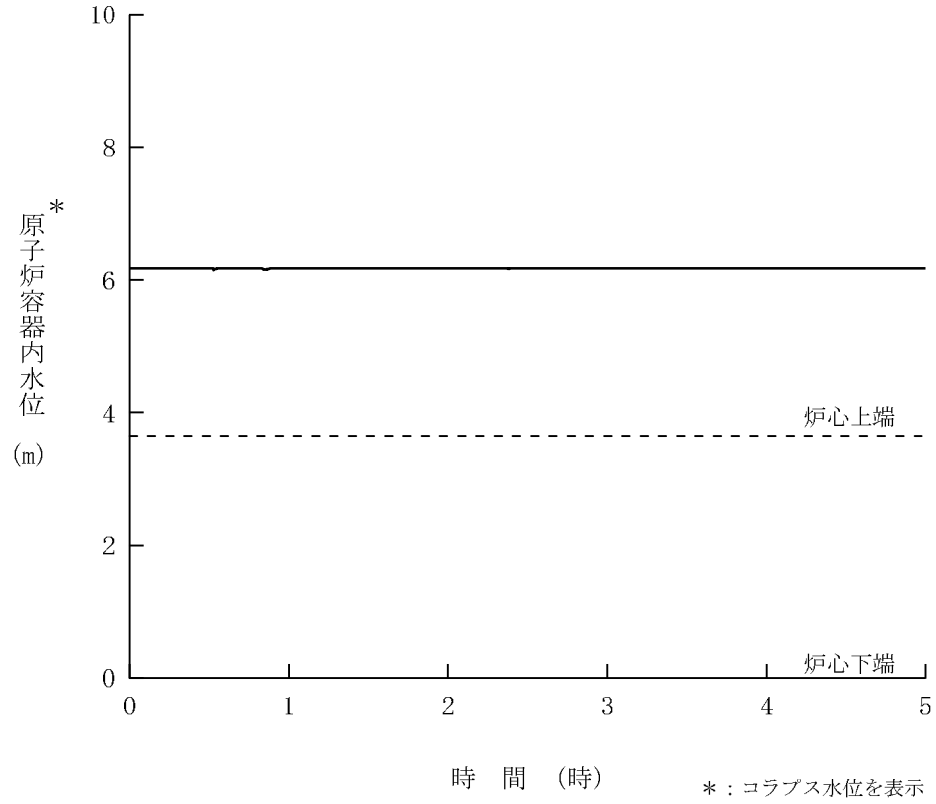
第1.15-329図　1次系保有水量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



第1.15-330図　炉心上端ボイド率の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）

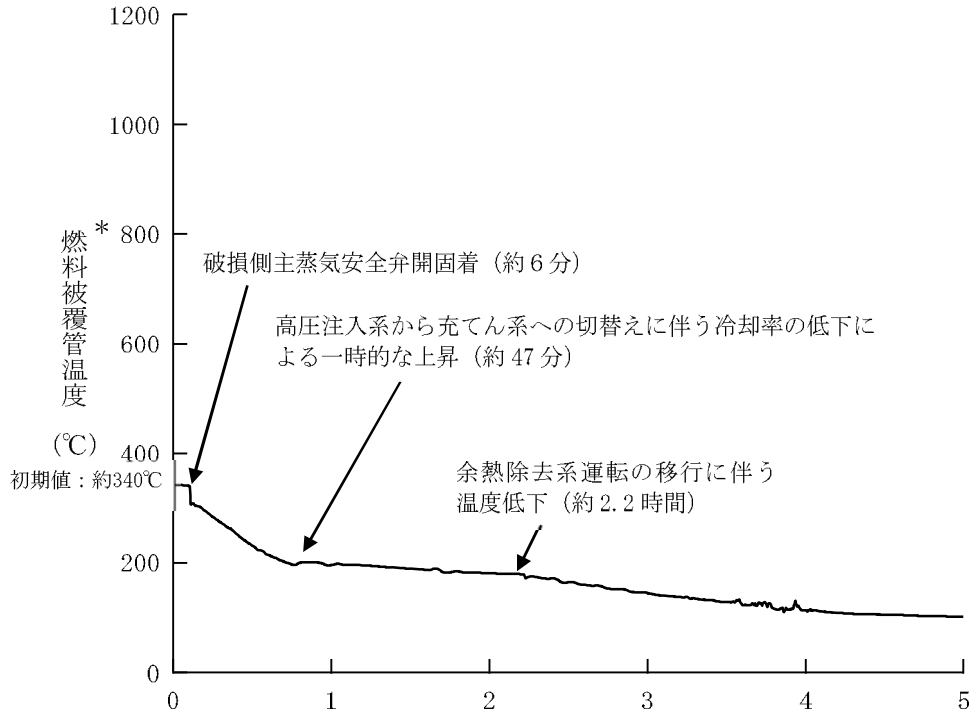


第1.15-331図　加圧器水位の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



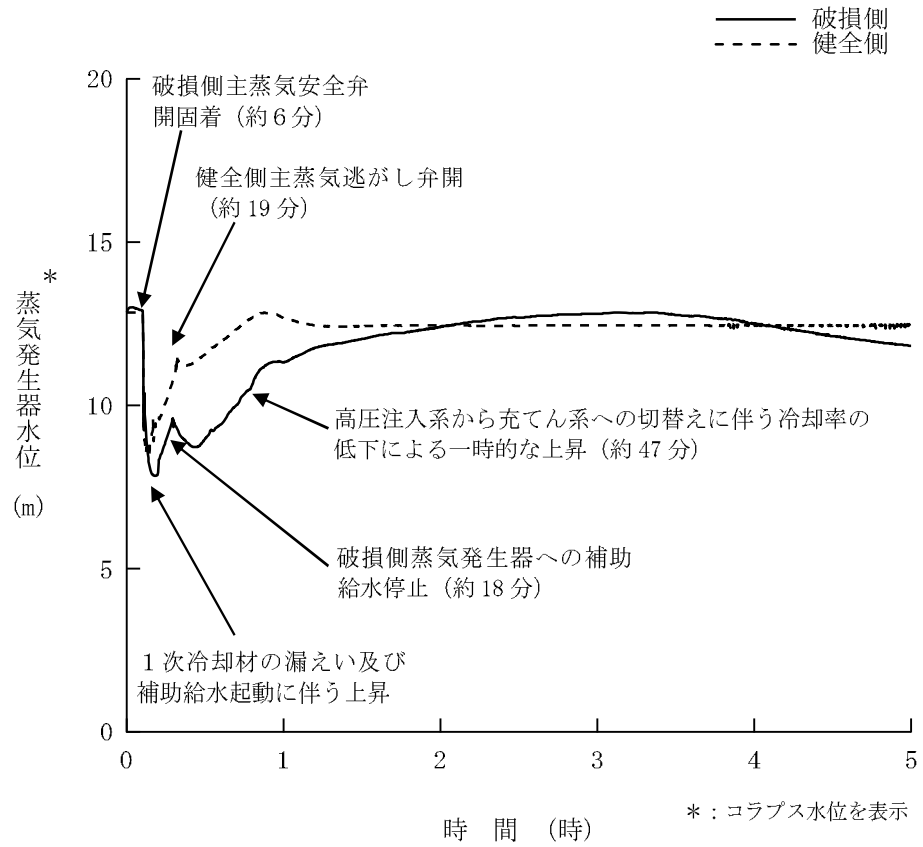
＊：コラプス水位を表示

第1.15-332図　原子炉容器内水位の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）

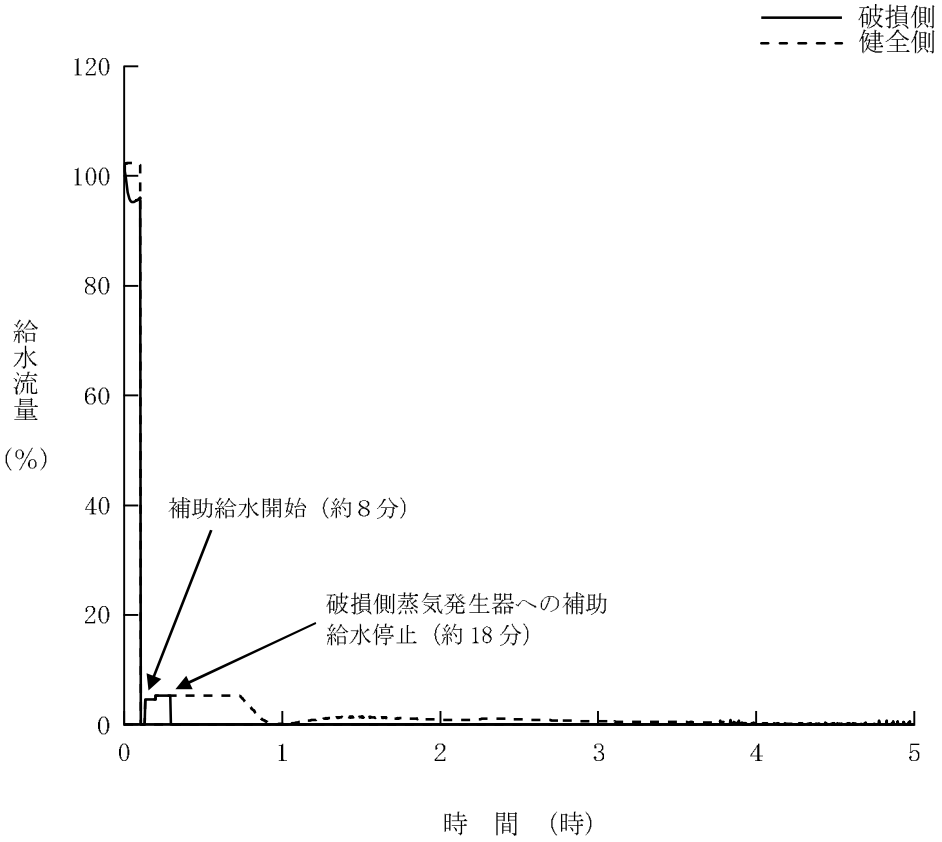


＊：燃料被覆管温度は、炉心部ノード単位の燃料被覆管温度最高点の温度を示す。

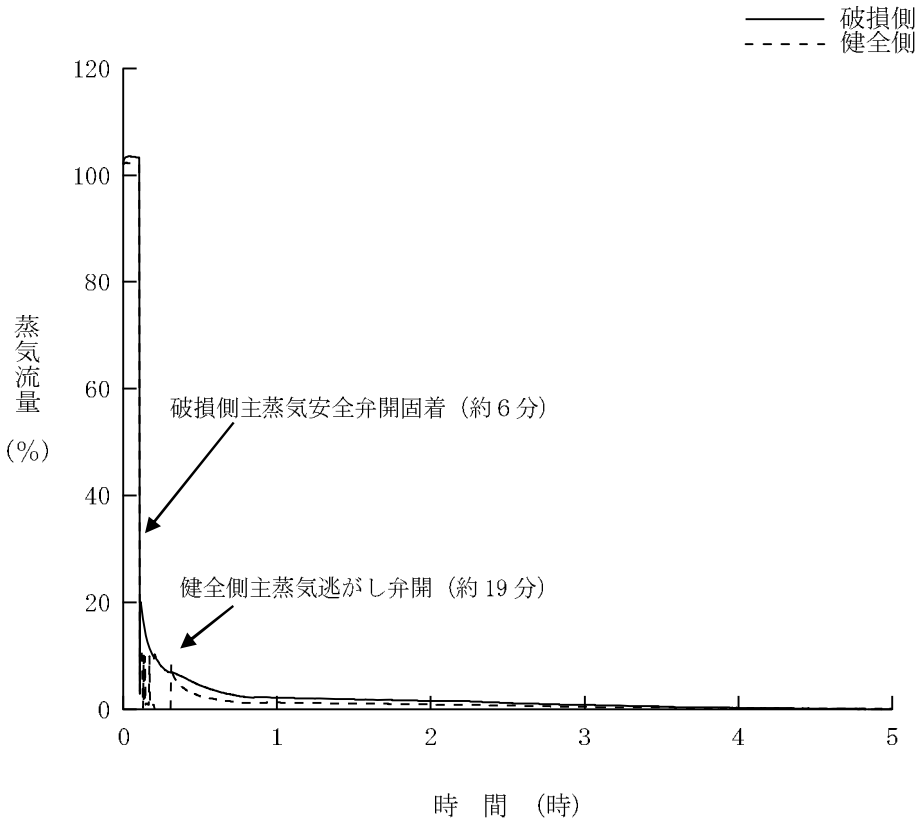
第1.15-333図　燃料被覆管温度の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



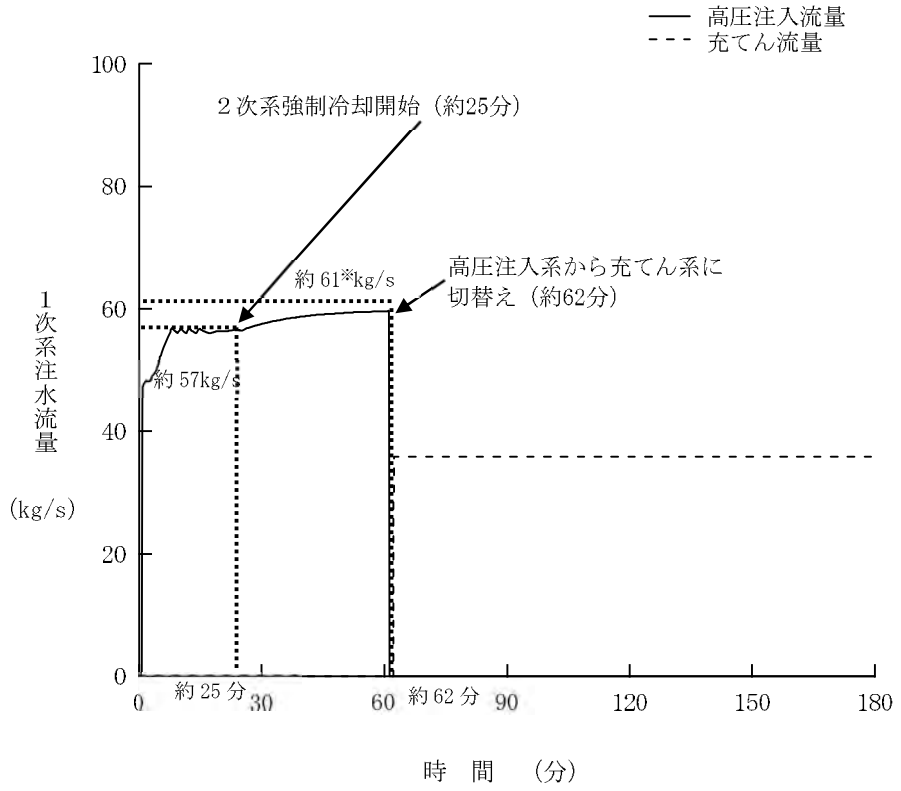
第1.15-334図　蒸気発生器水位の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



第1.15-335図　給水流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）

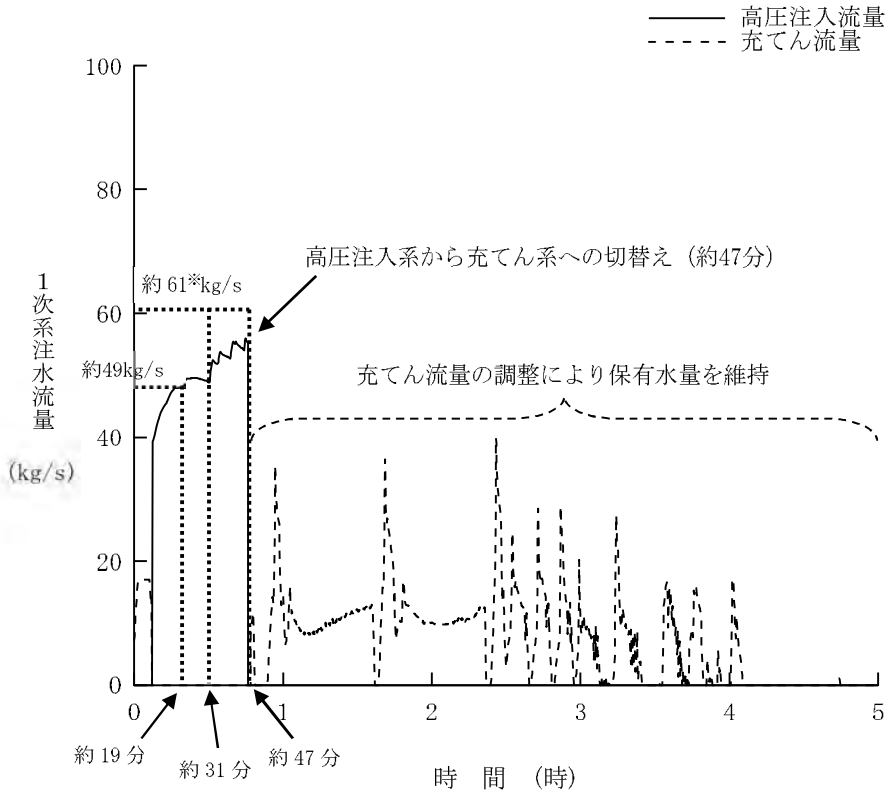


第1.15-336図　蒸気流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）



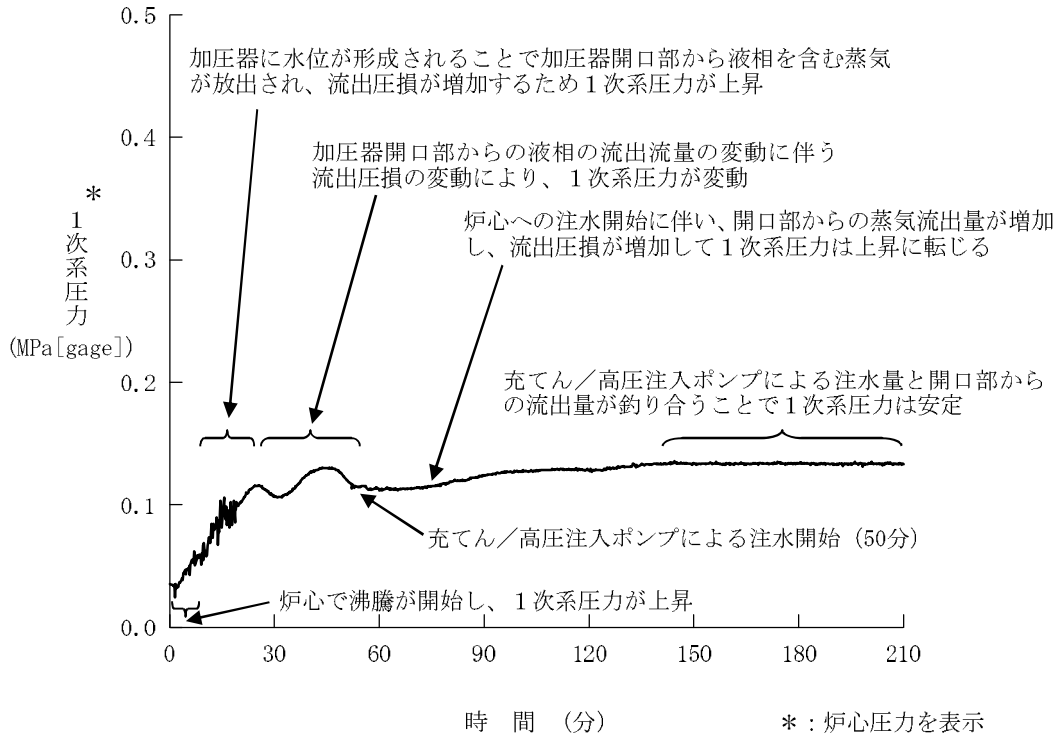
※：主蒸気逃がし弁開による１次系の減温、減圧を考慮し、１次系が大気圧時点の注水流量を想定

第1.15-337図　1次系注水流量（高圧及び充てん）の推移
（インターフェイスシステムLOCA）（操作時間余裕確認）

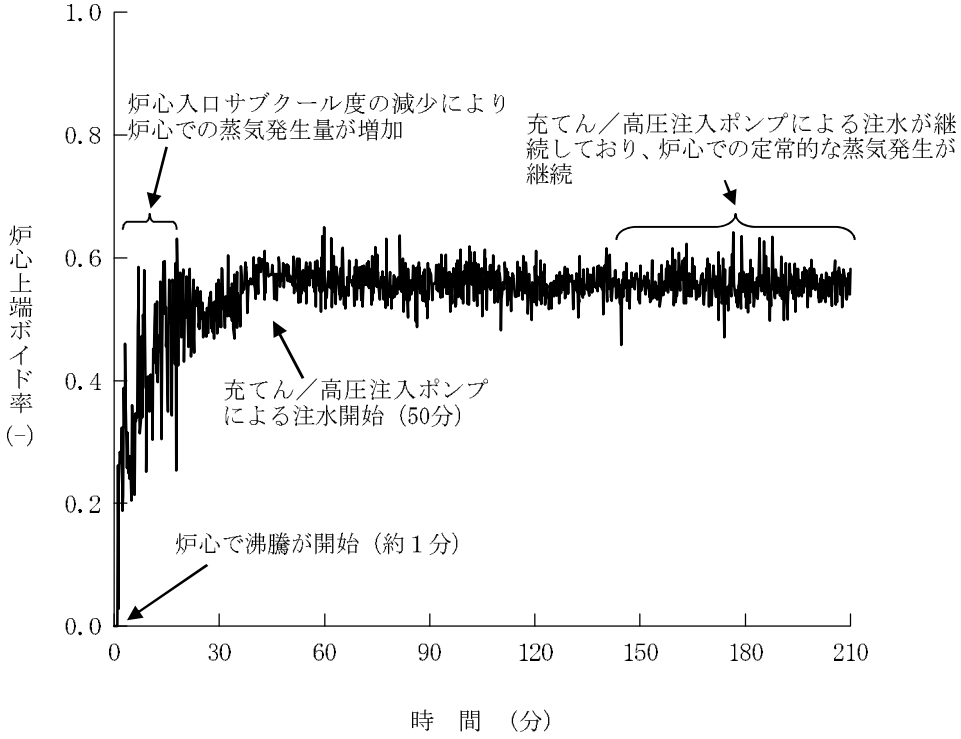


※：健全側主蒸気逃がし弁開による１次系の減温、減圧を考慮し、１次系が大気圧時点の注水流量を想定

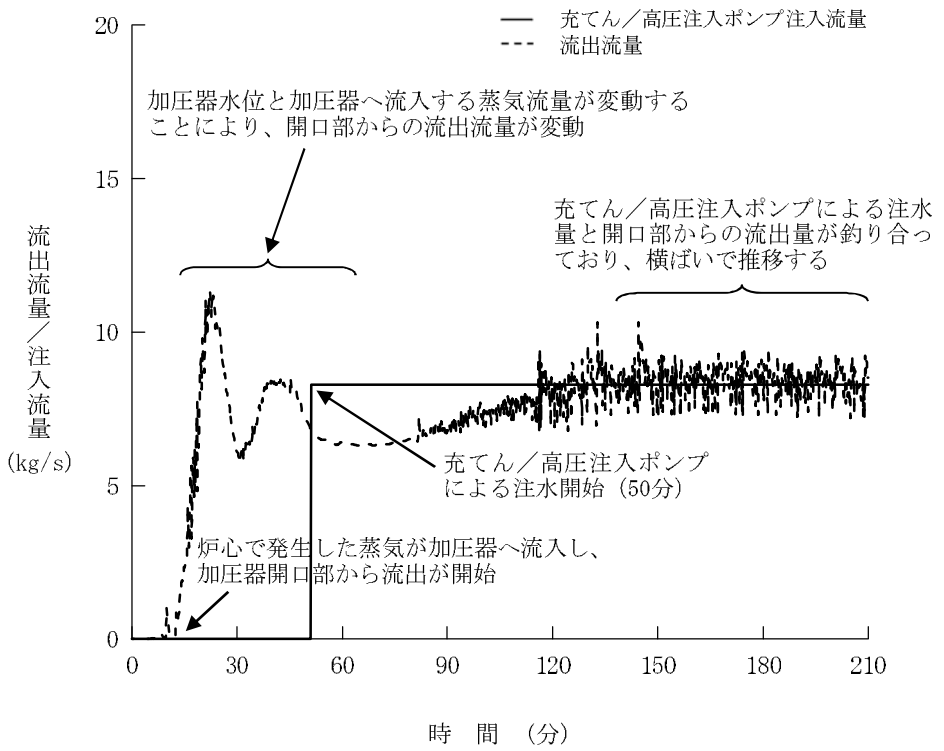
第1.15-338図　1次系注水流量の推移
（蒸気発生器伝熱管破損＋破損側蒸気発生器隔離失敗）（操作時間余裕確認）



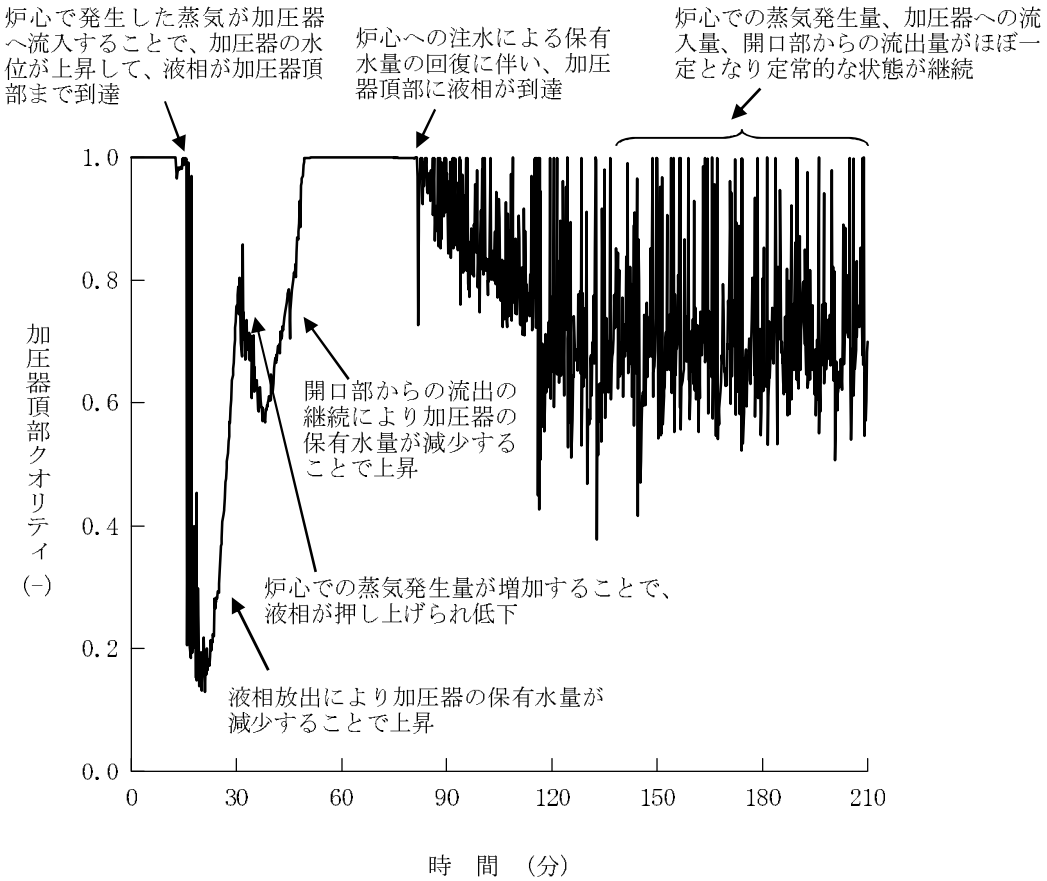
第1.15-339図　1次系圧力の推移



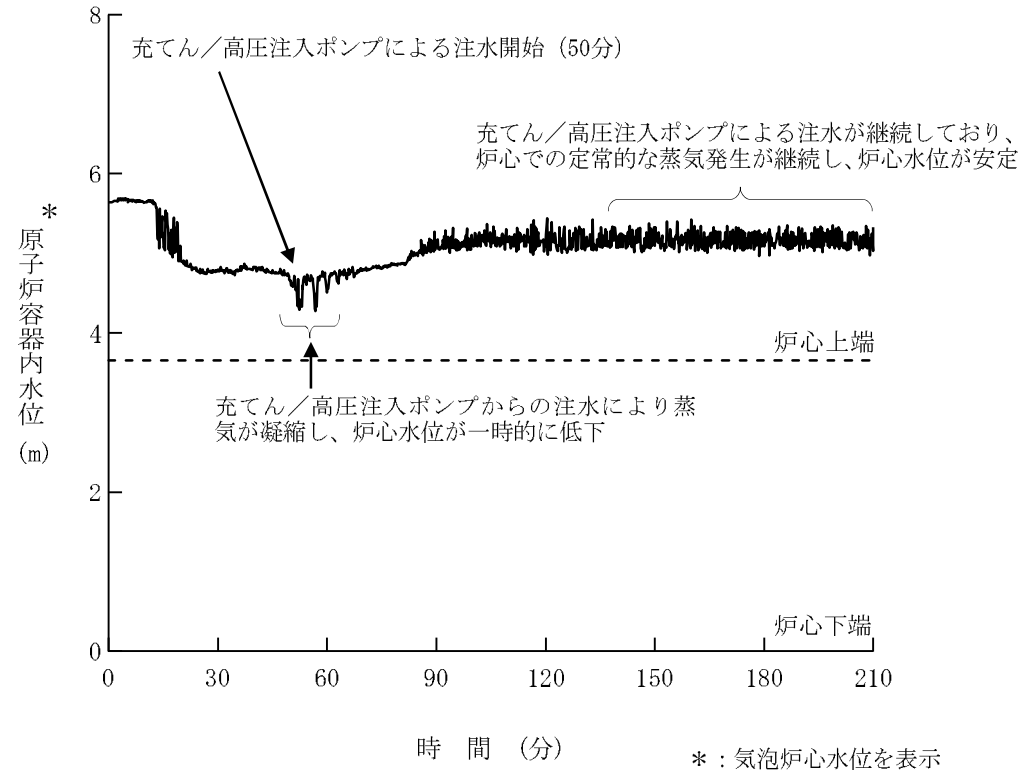
第1.15-340図　炉心上端ボイド率の推移



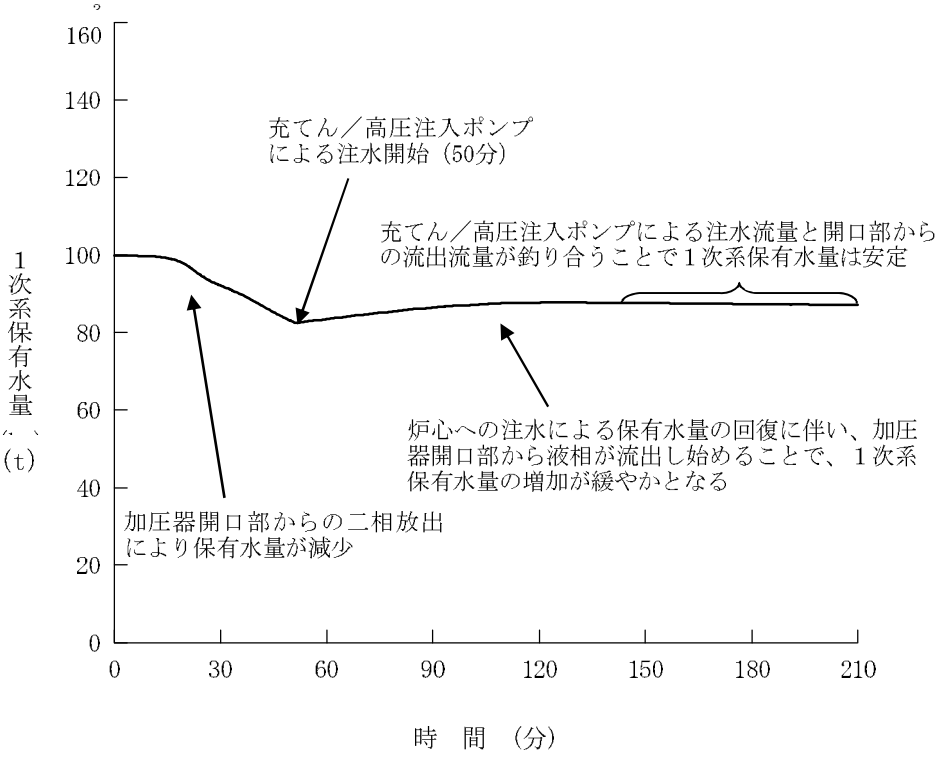
第1.15-341図　開口部からの流出流量と注入流量の推移



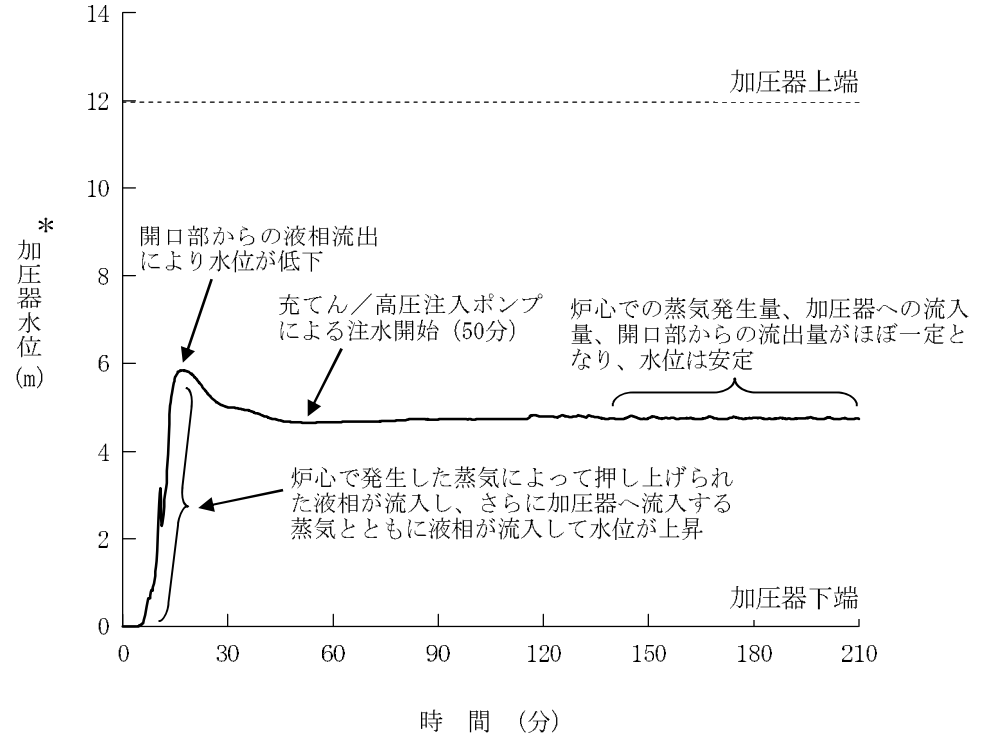
第1.15-342図　加圧器頂部クオリティの推移



第1.15-343図　原子炉容器内水位の推移

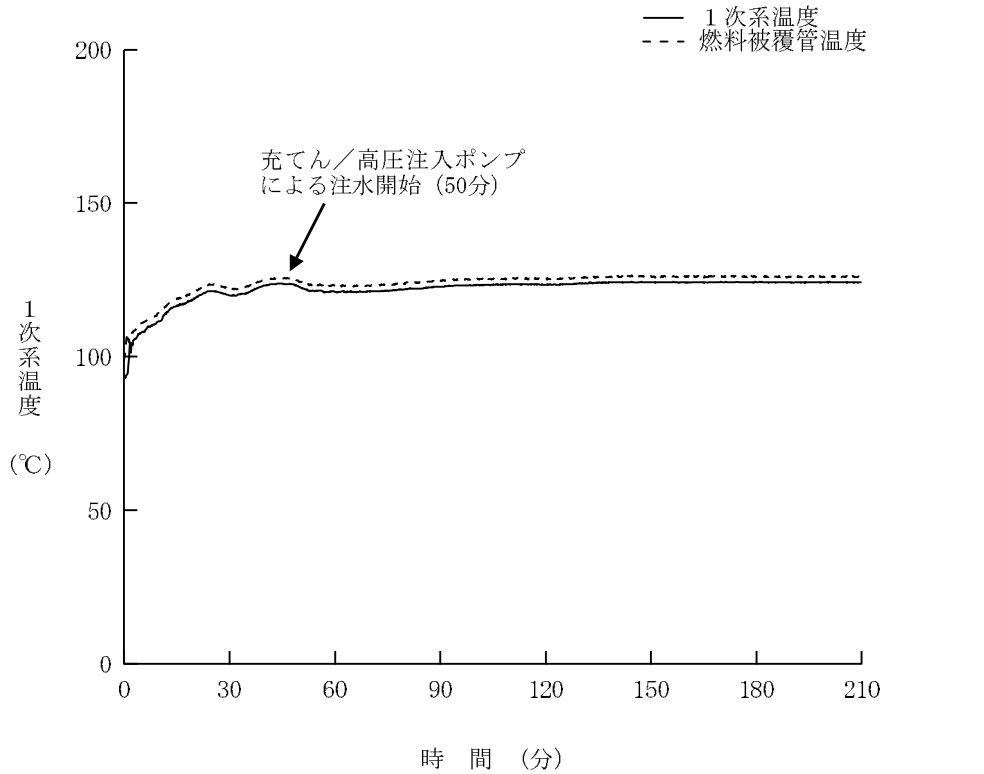


第1.15-344図　1次系保有水量の推移

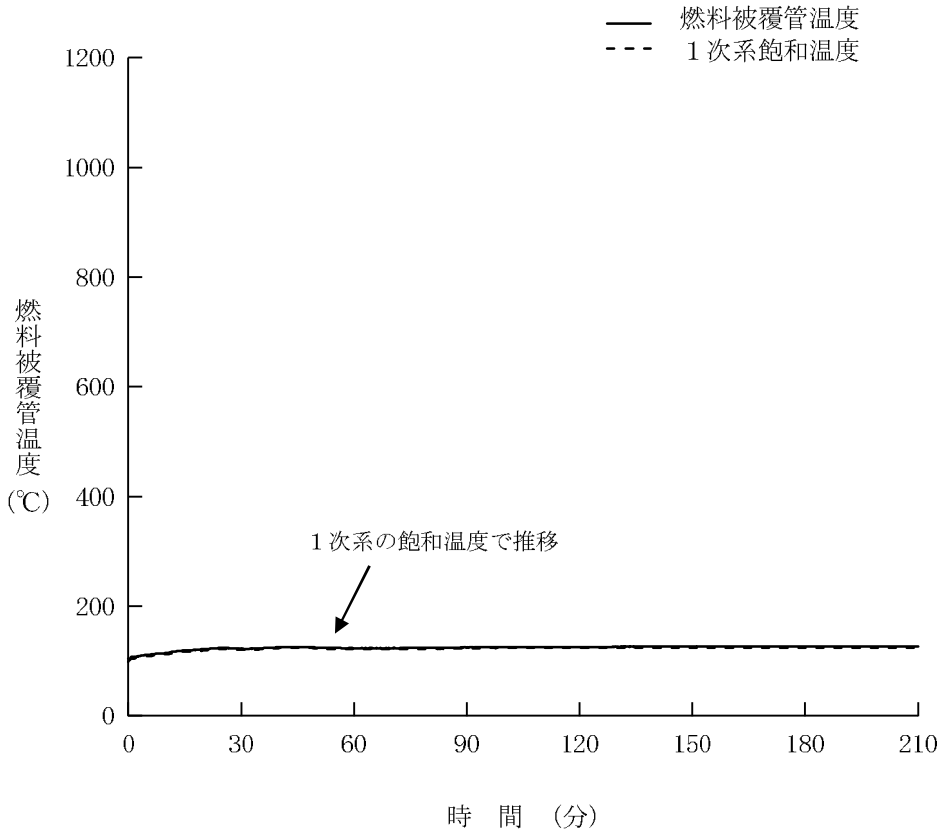


＊：加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

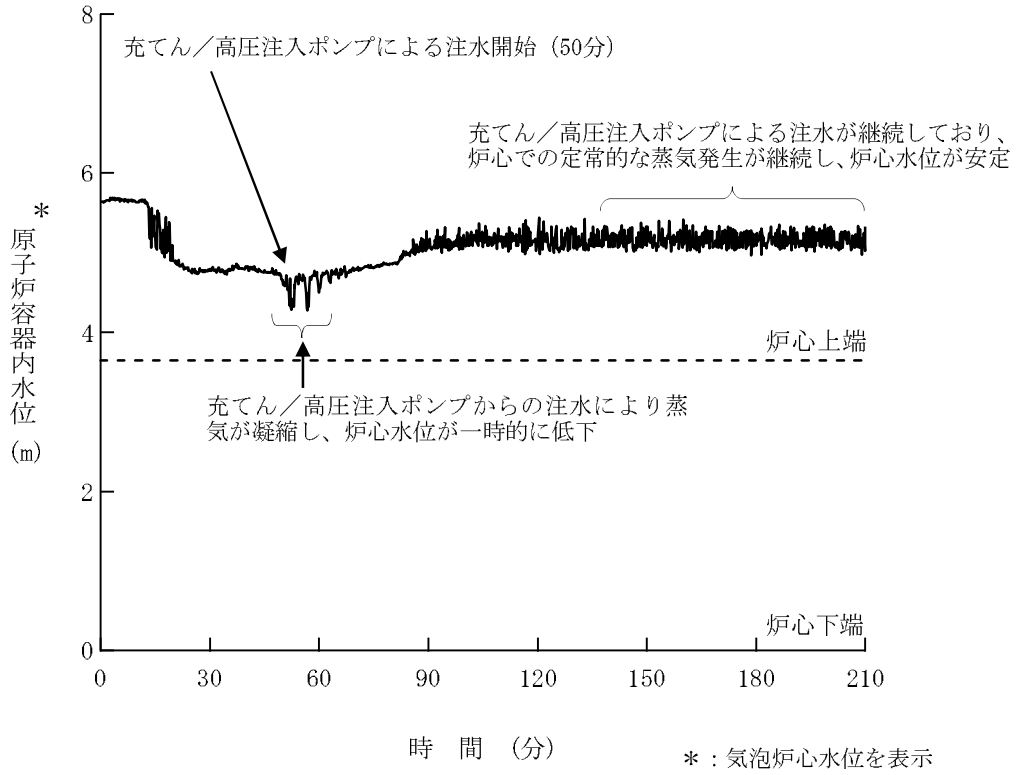
第1.15-345図　加圧器水位の推移



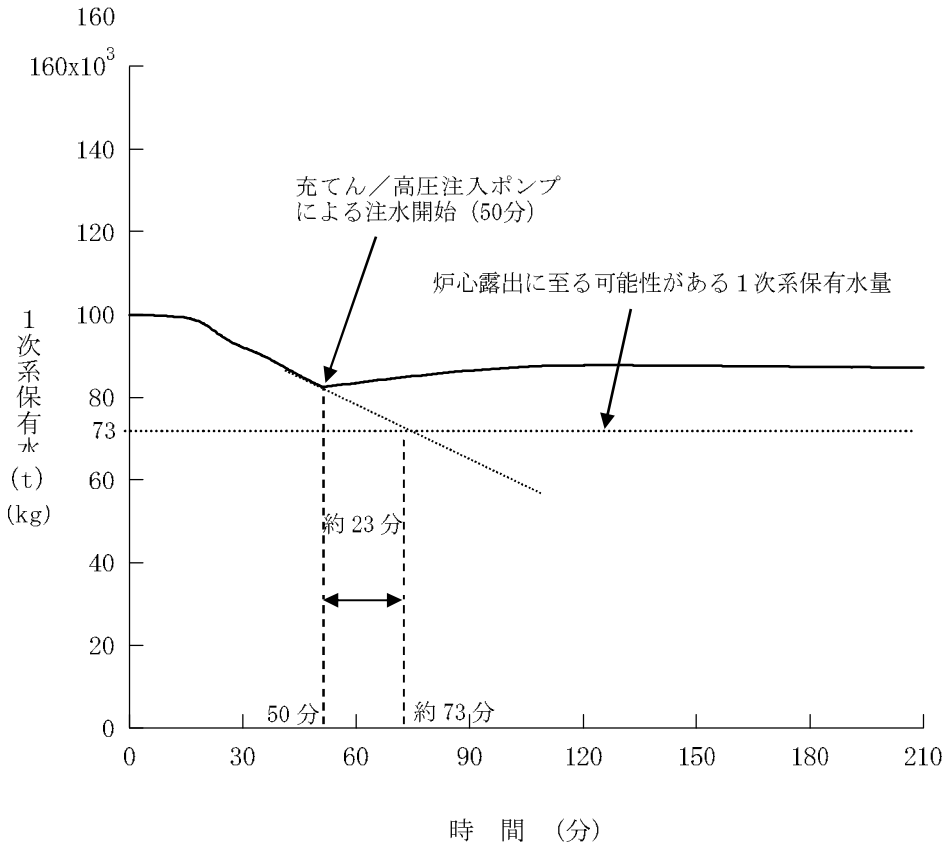
第1.15-346図　1次系温度の推移



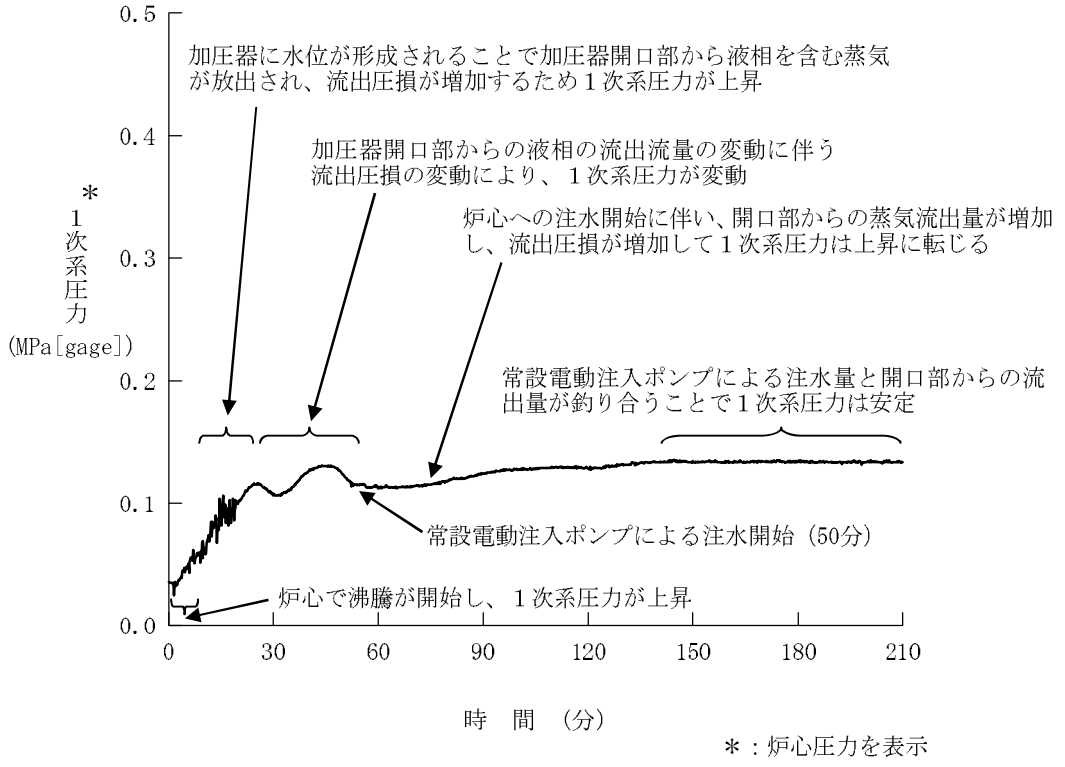
第1.15-347図　燃料被覆管温度の推移



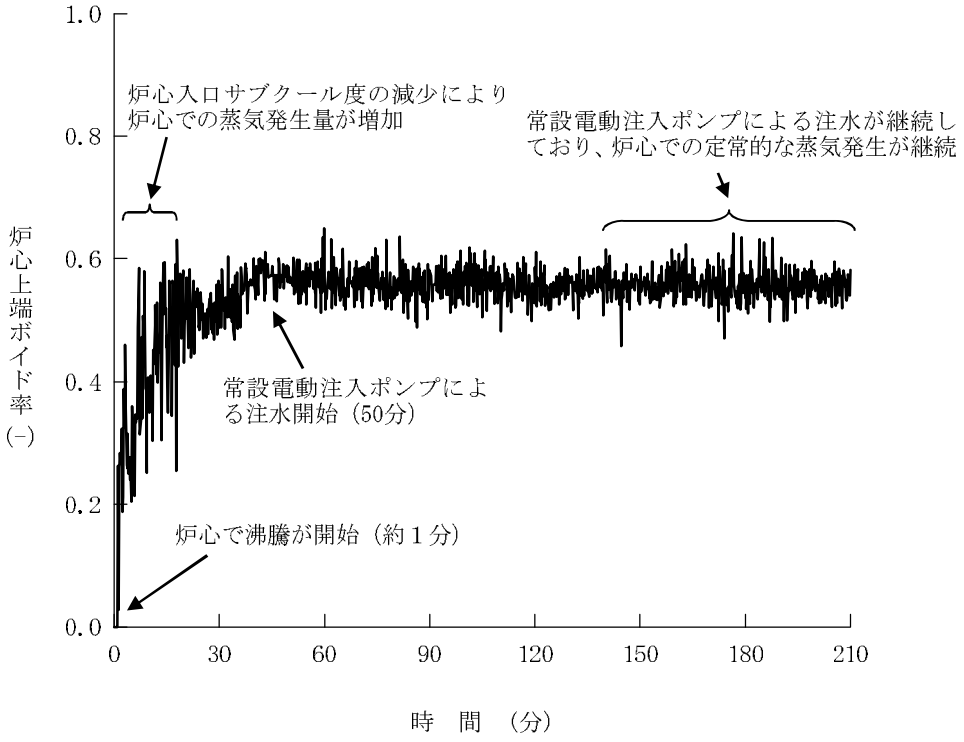
第1.15-348図　原子炉容器内水位の推移



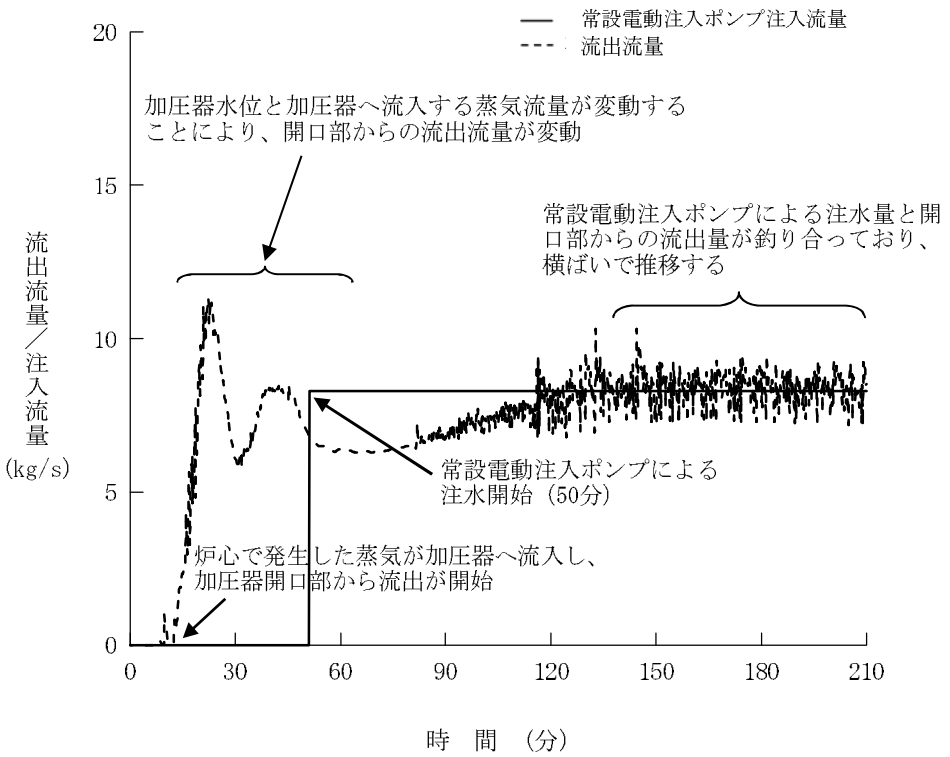
第1.15-349図　1次系保有水量の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)



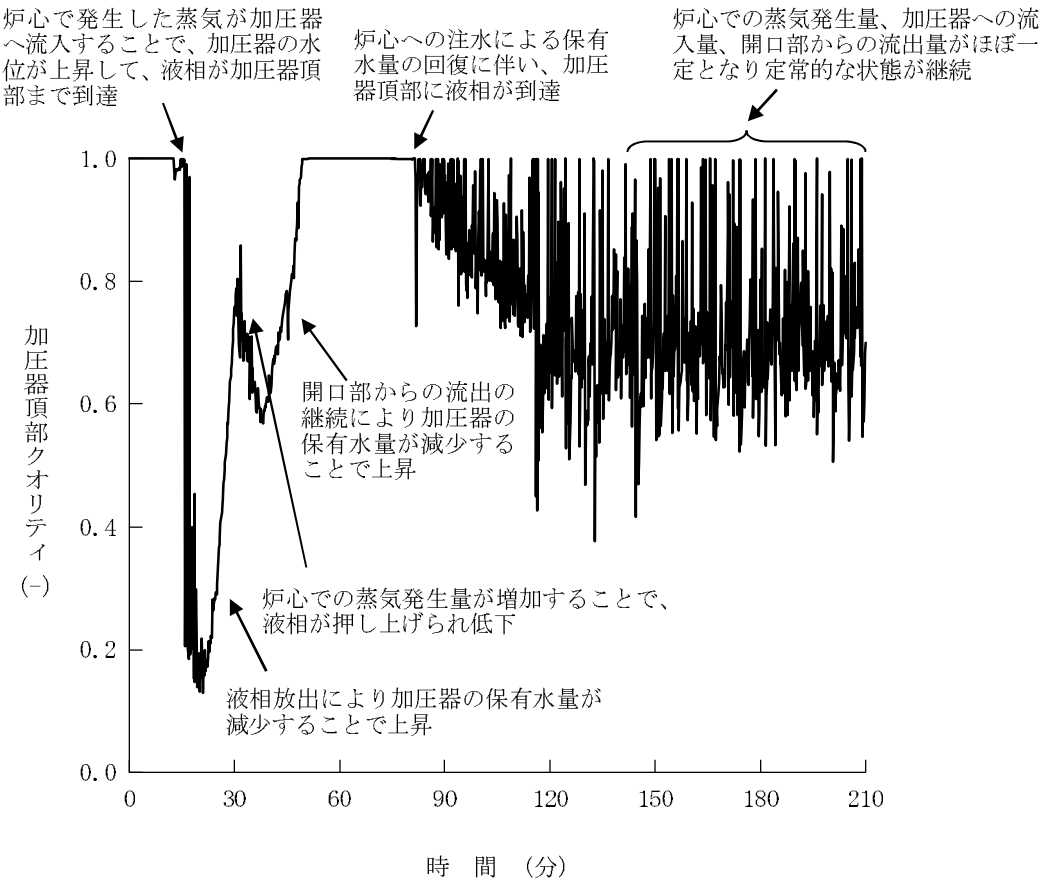
第1.15-350図　1次系圧力の推移



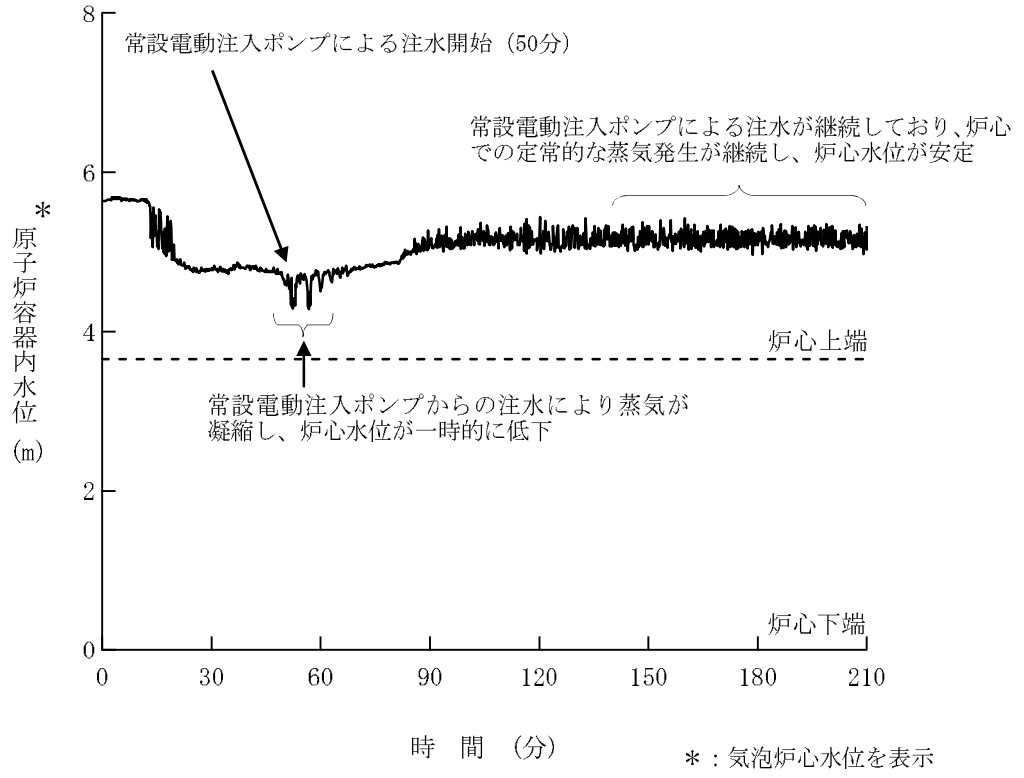
第1.15-351図　炉心上端ボイド率の推移



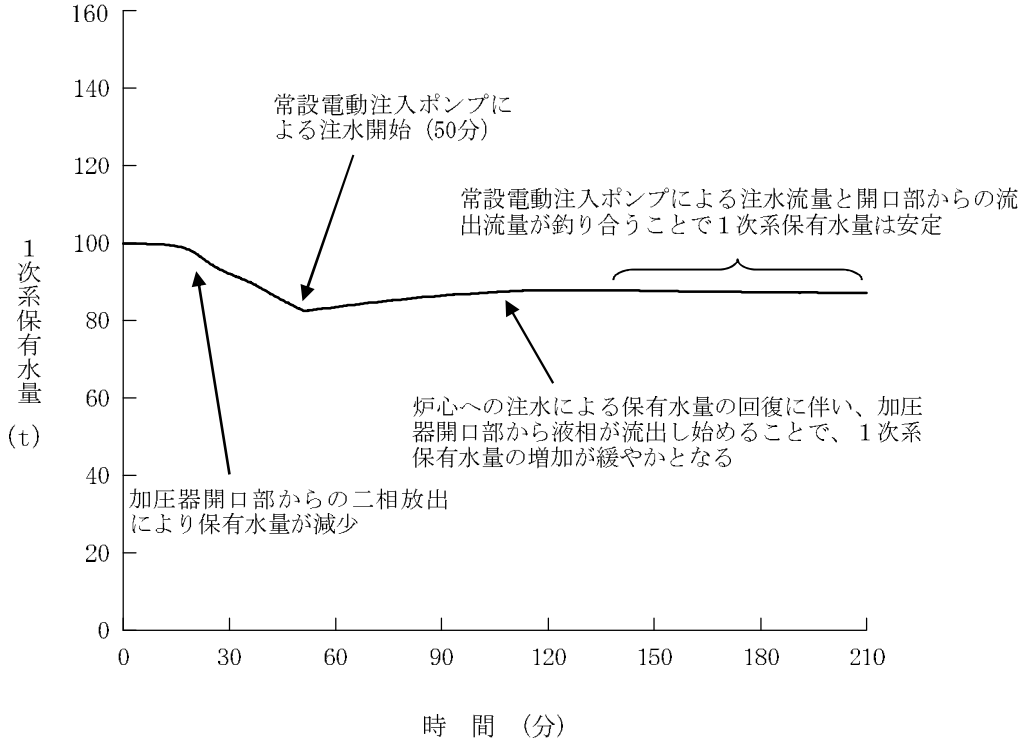
第1.15-352図　開口部からの流出流量と注入流量の推移



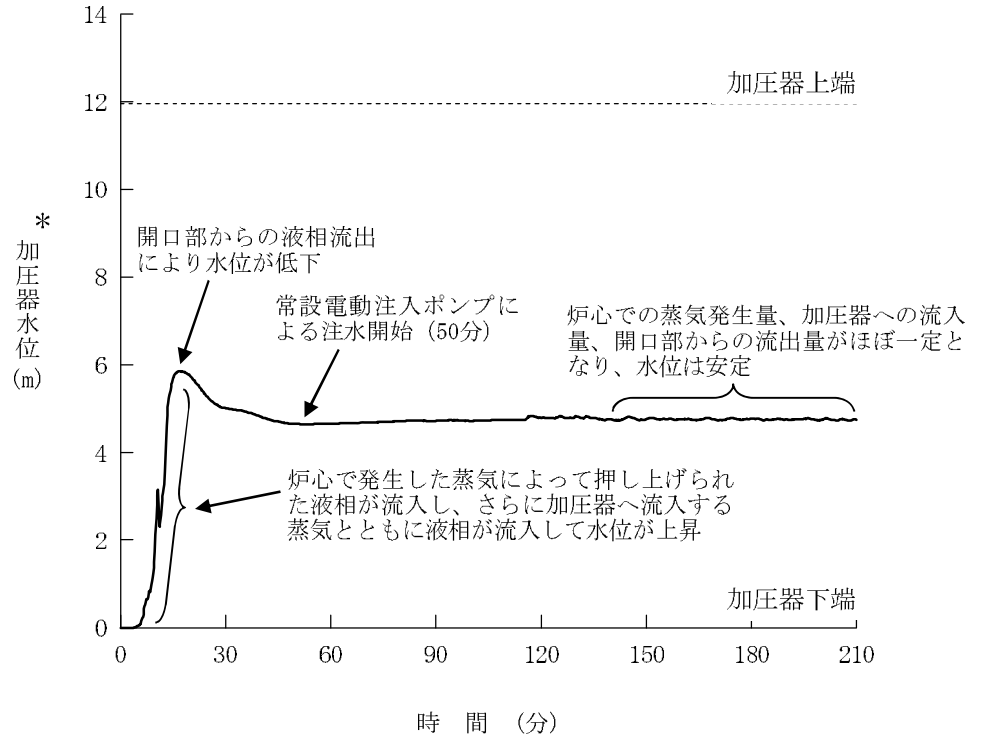
第1.15-353図　加圧器頂部クオリティの推移



第1.15-354図　原子炉容器内水位の推移

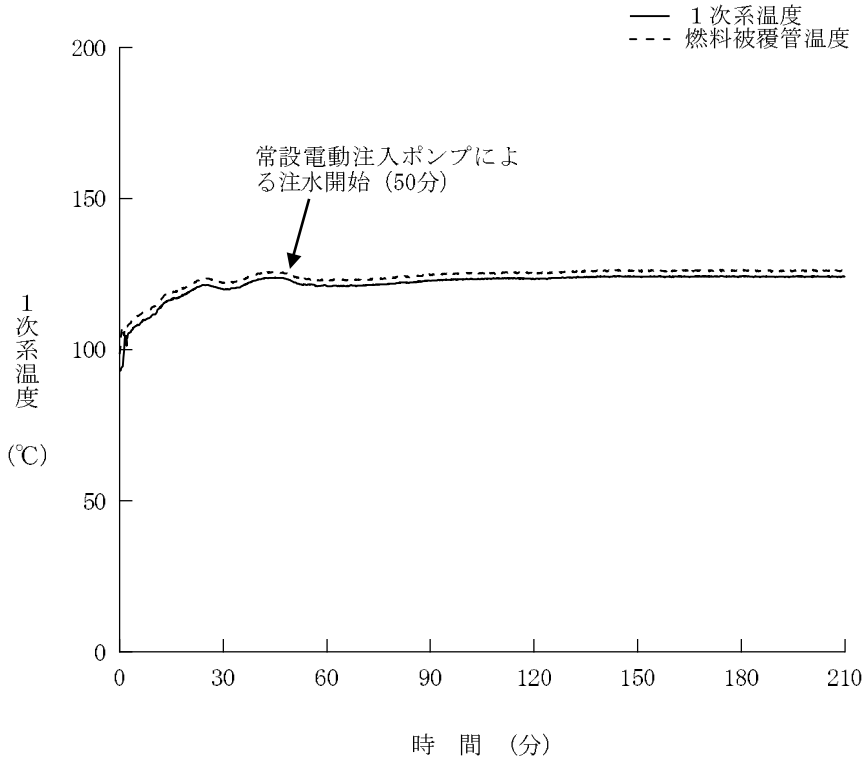


第1.15-355図　1次系保有水量の推移

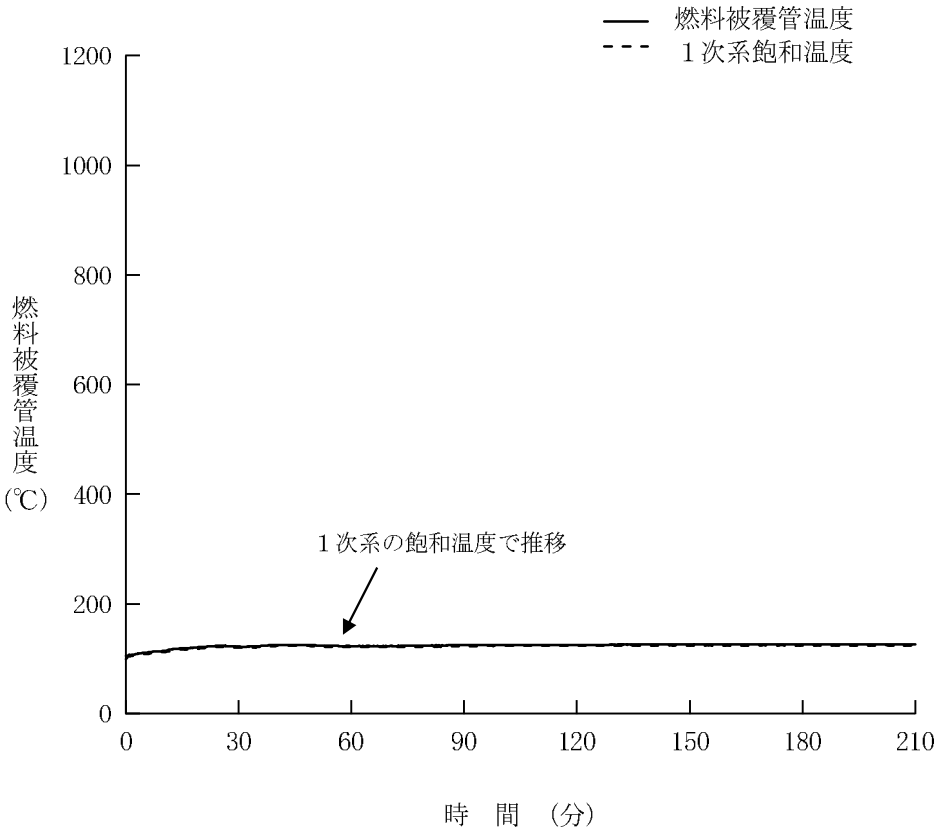


＊：加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

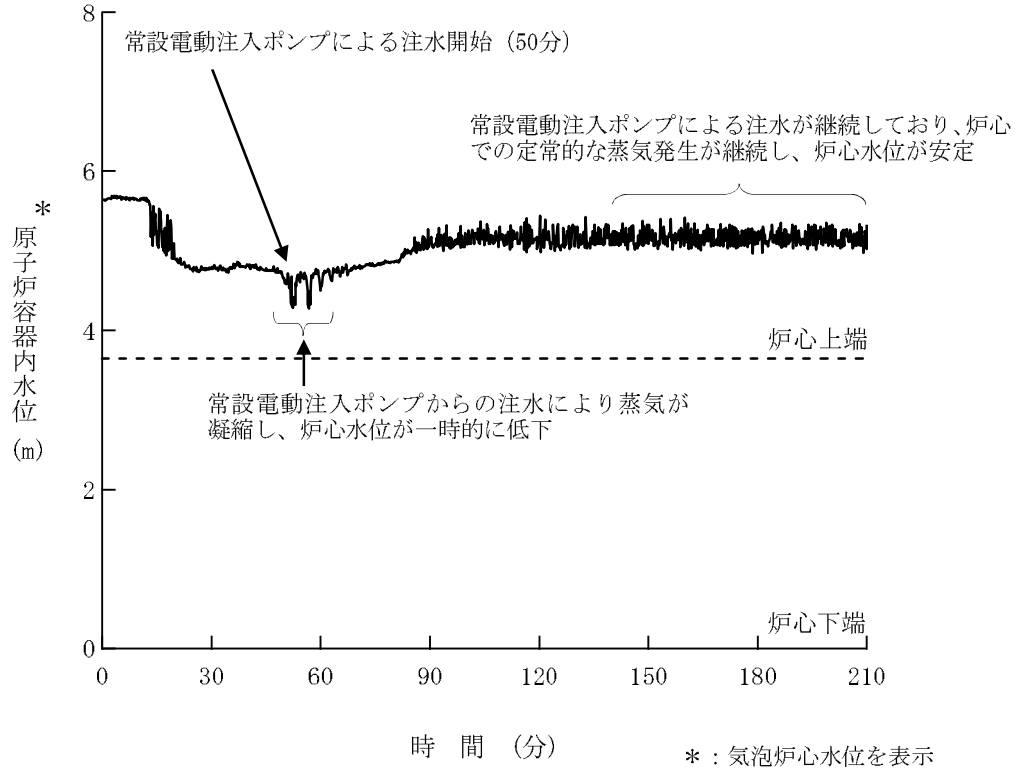
第1.15-356図　加圧器水位の推移



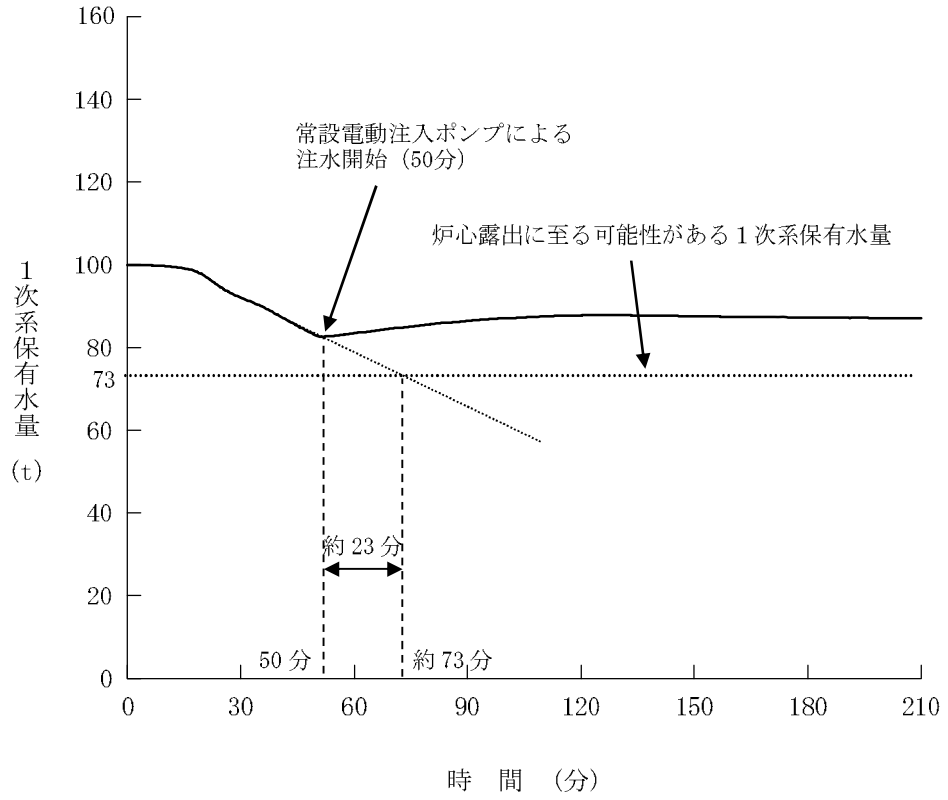
第1.15-357図　1次系温度の推移



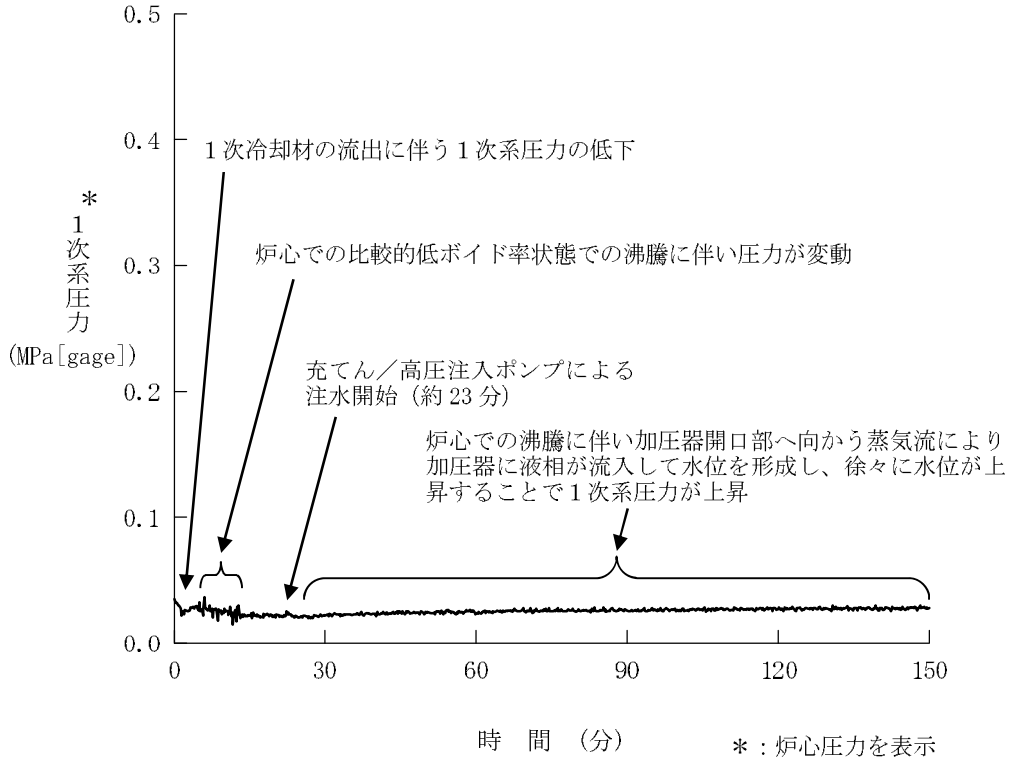
第1.15-358図　燃料被覆管温度の推移



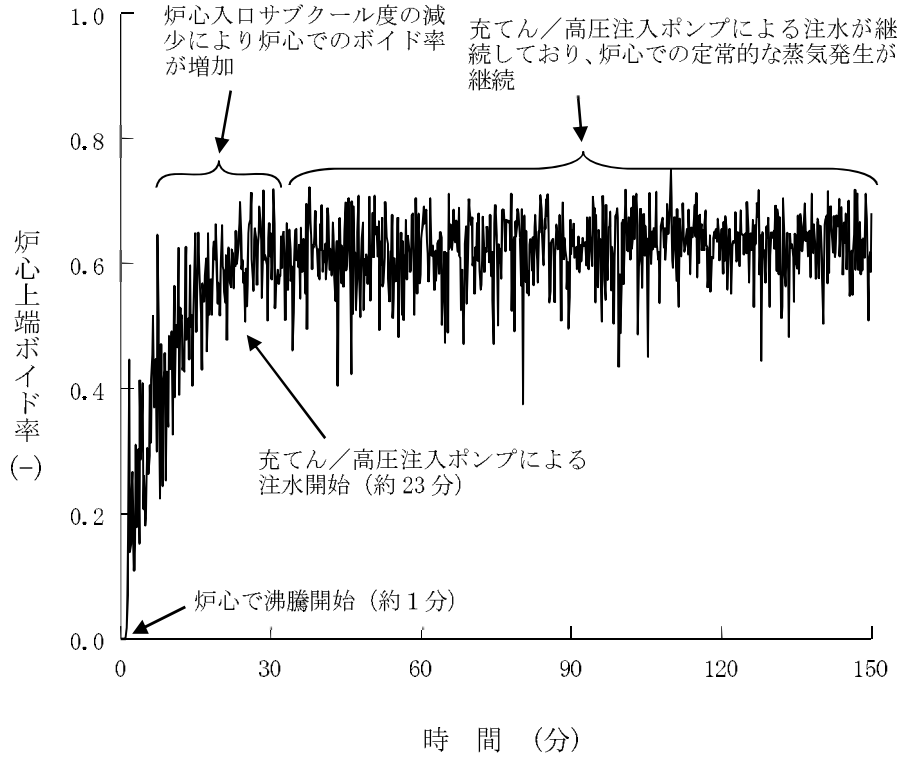
第1.15-359図　原子炉容器内水位の推移



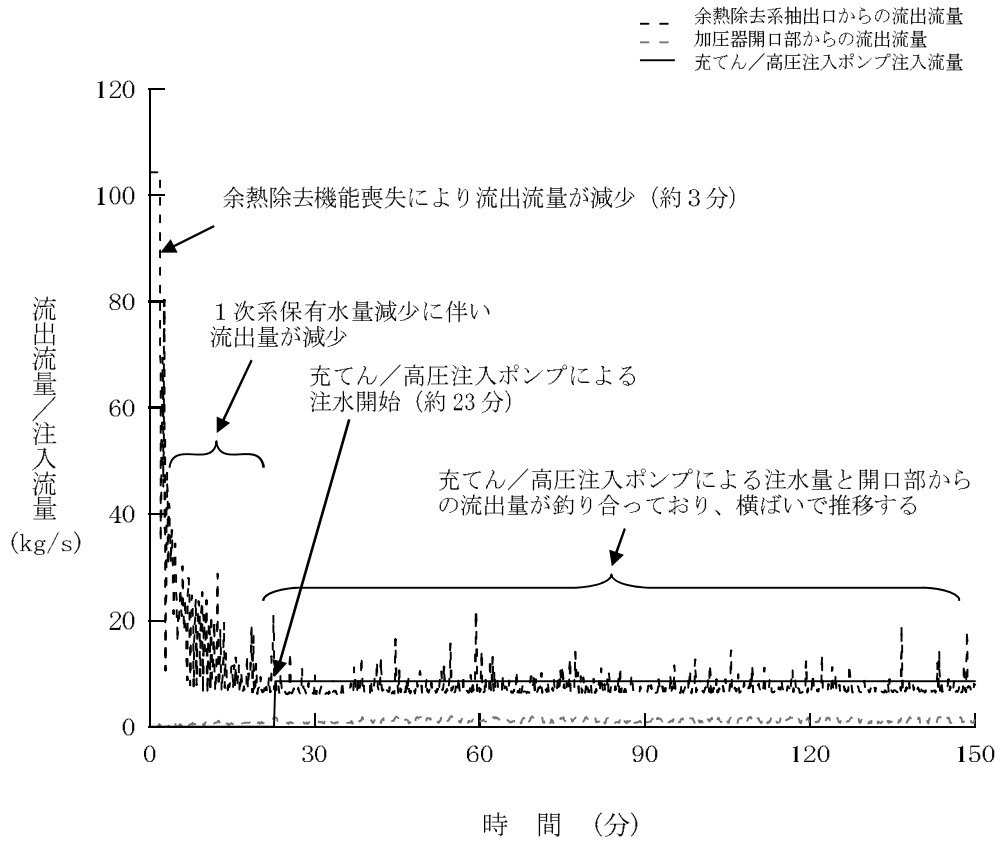
第1.15-360図　1次系保有水量の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)



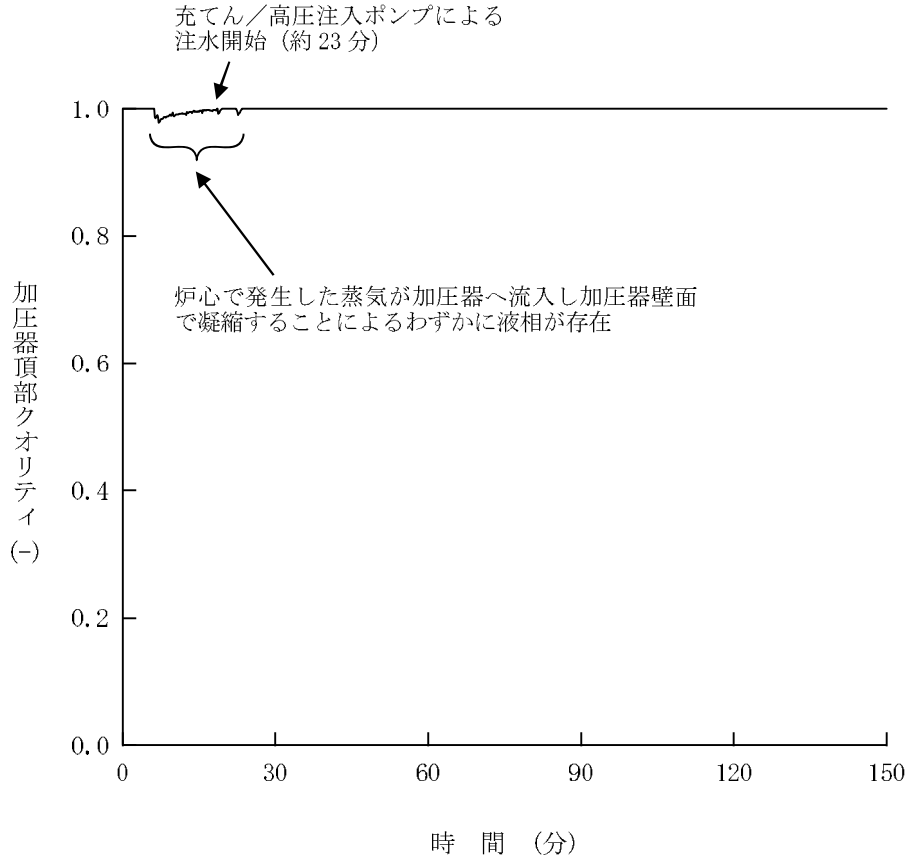
第1.15-361図　1次系圧力の推移



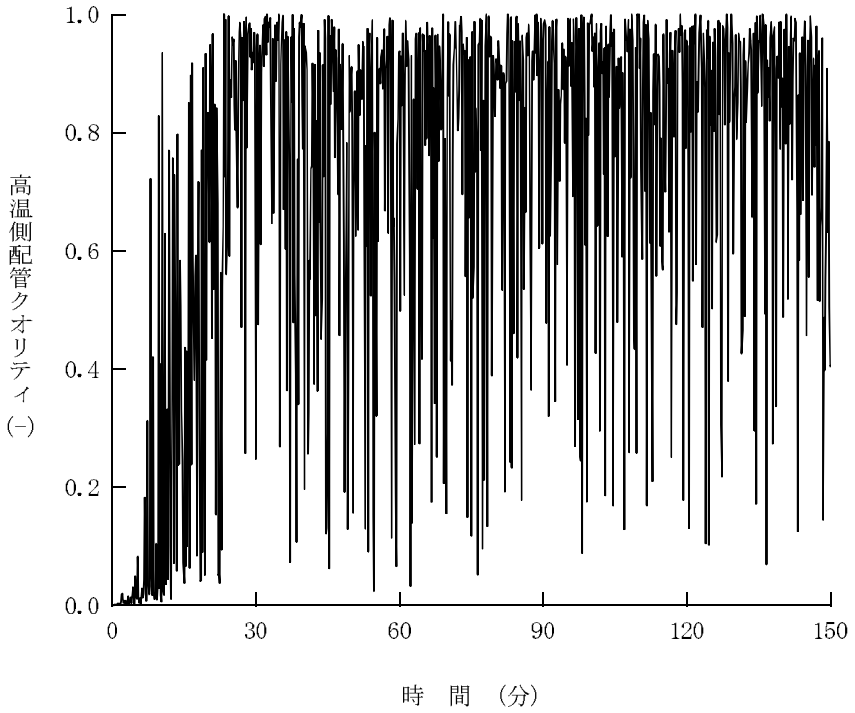
第1.15-362図　炉心上端ボイド率の推移



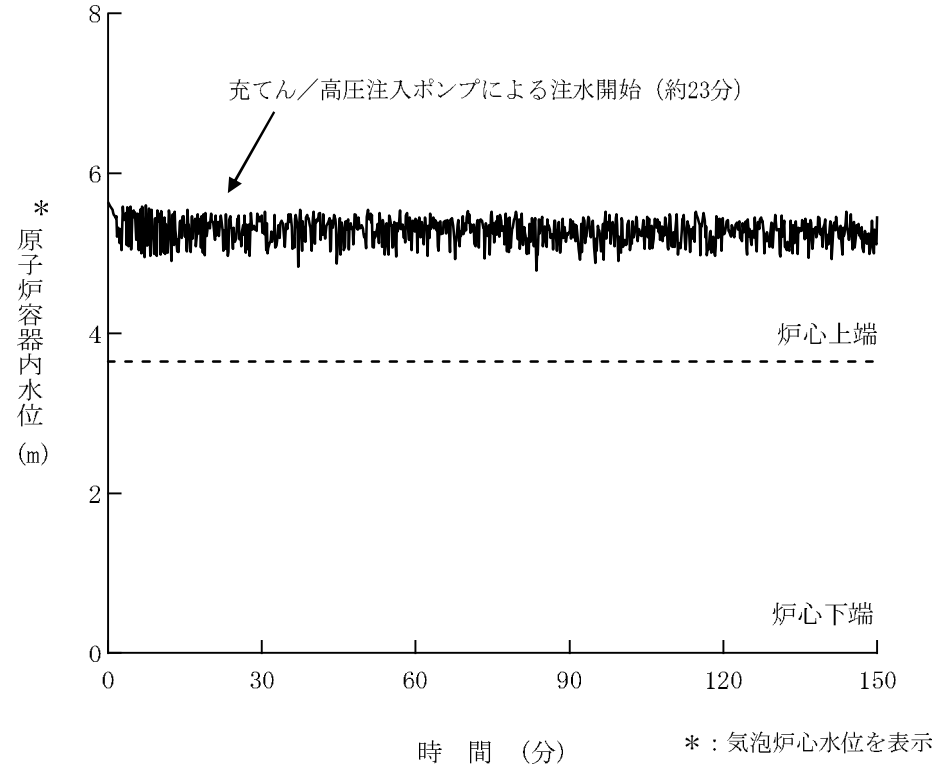
第1.15-363図　開口部からの流出流量と注入流量の推移



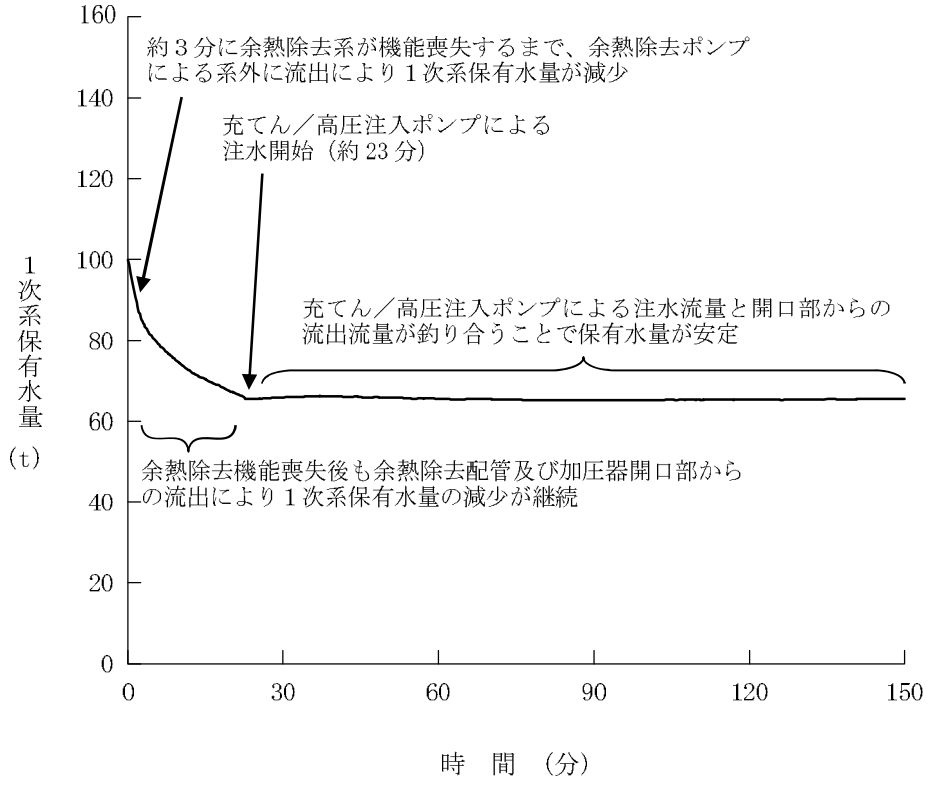
第1.15-364図　加圧器頂部クオリティの推移



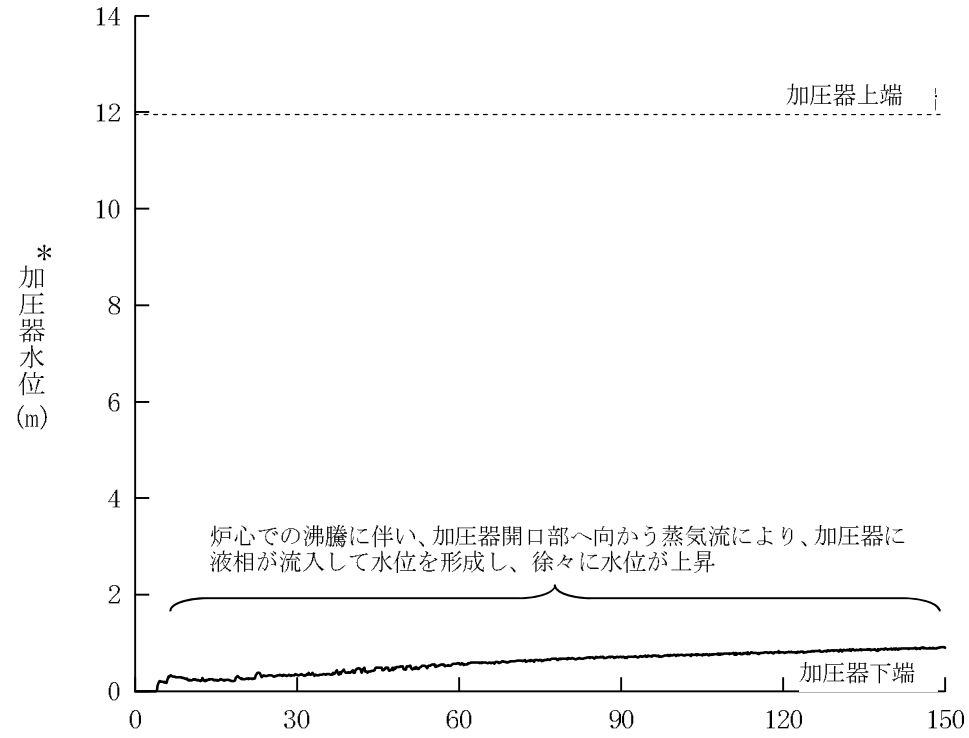
第1.15-365図　高温側配管クオリティ(余熱除去系抽出口)の推移



第1.15-366図　原子炉容器内水位の推移

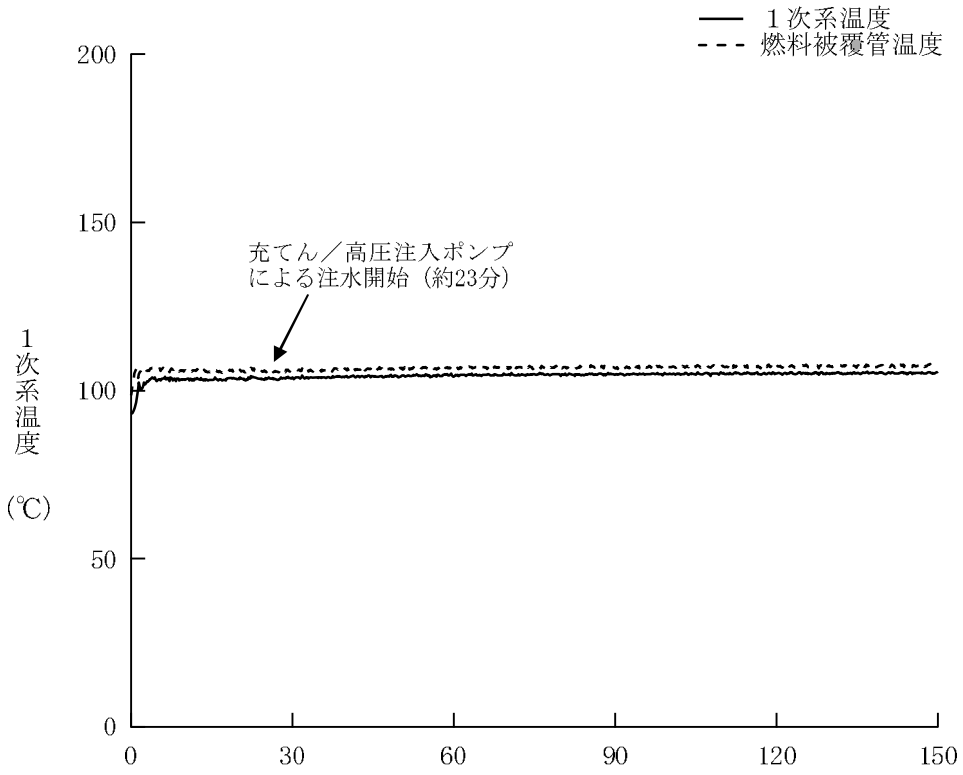


第1.15-367図　1次系保有水量の推移

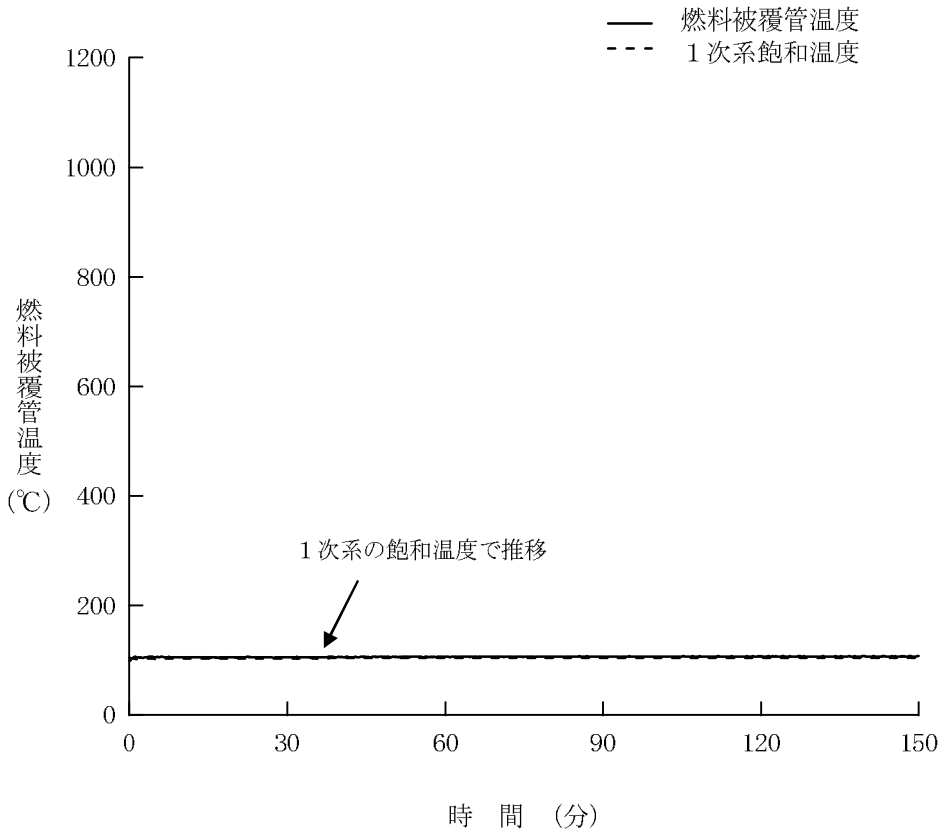


＊：加圧器下端から上端までのコラプス水位を表示

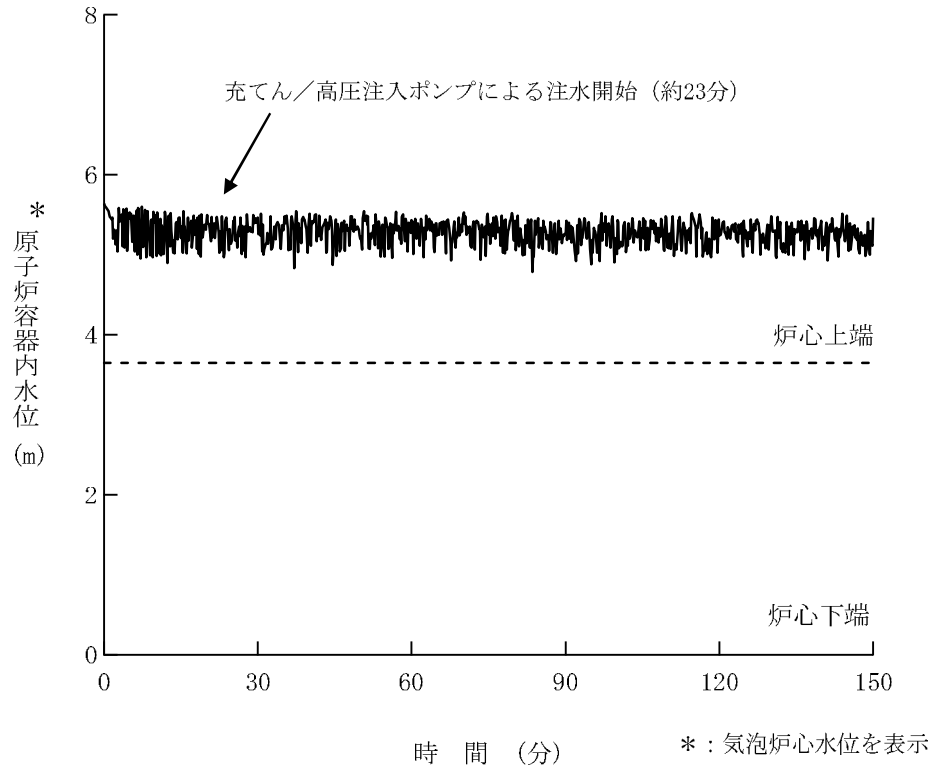
第1.15-368図　加圧器水位の推移



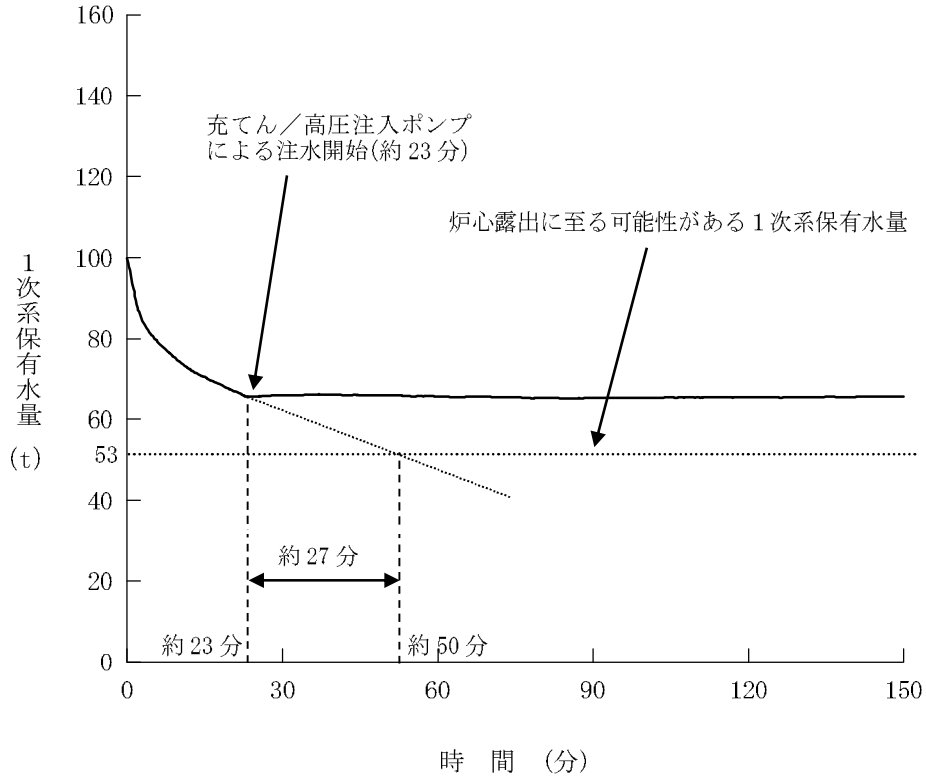
第1.15-369図　1次系温度の推移



第1.15-370図　燃料被覆管温度の推移



第1.15-371図　原子炉容器内水位の推移



第1.15-372図　1次系保有水量の推移(炉心注水操作開始の時間余裕確認)

初期ほう素濃度C_{B0}からほう素濃度Ｃに至るまでの時間

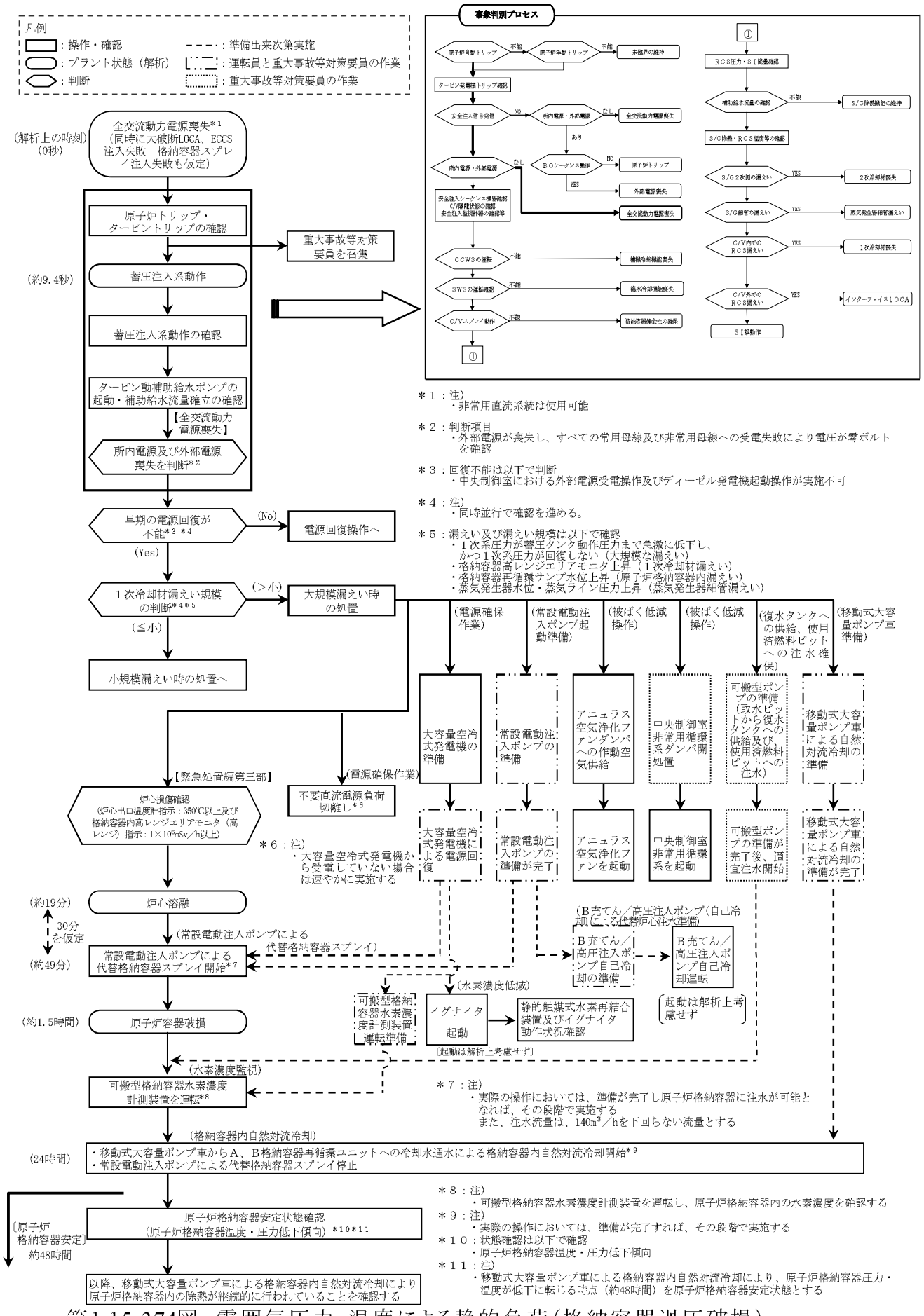
$$t = \frac{V}{Q} \ln \frac{C_{B0}}{C}$$

ｔ：希釈に係る時間（h）
Ｖ：１次系有効体積（m^3）
Ｑ：希釈流量（m^3／h）

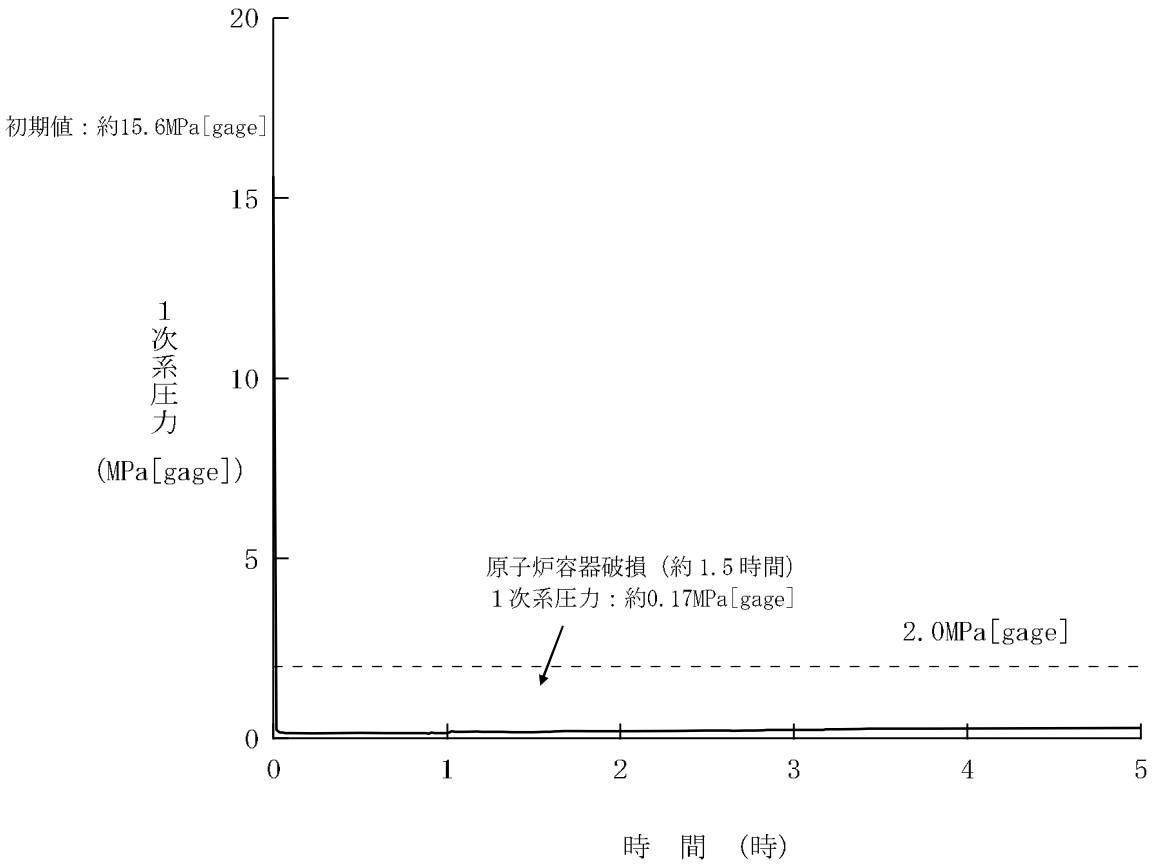
原子炉の状態	時　間
「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信	事象発生後、約 52 分
臨　　界	警報発信後、約 12 分



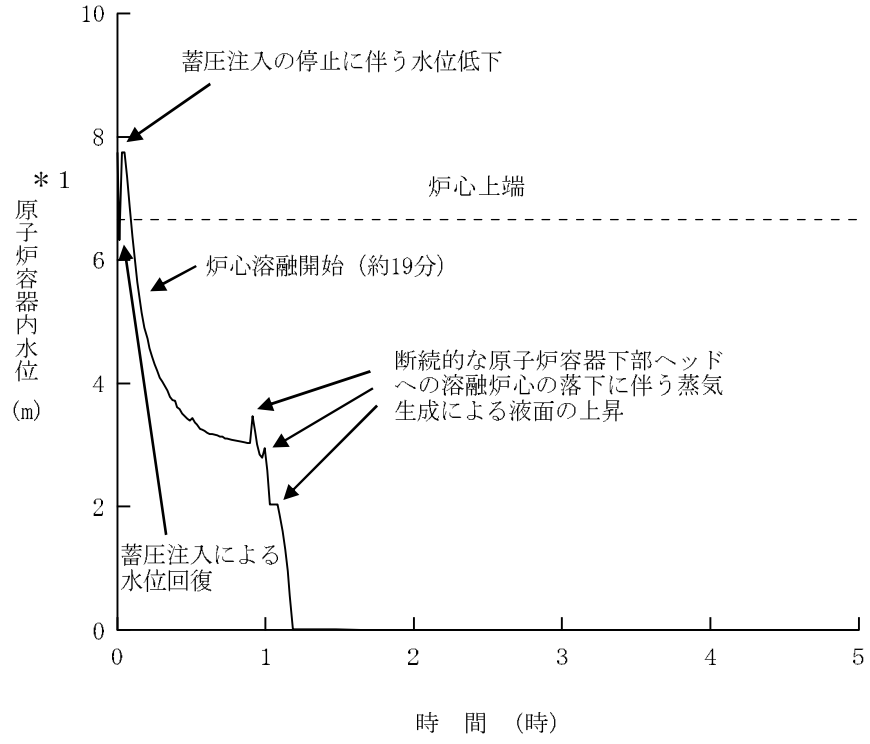
第1.15-373図　反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果



第1.15-374図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
（大破断LOCA＋ECCS注入失敗＋格納容器スプレイ注入失敗）における事象進展の概要



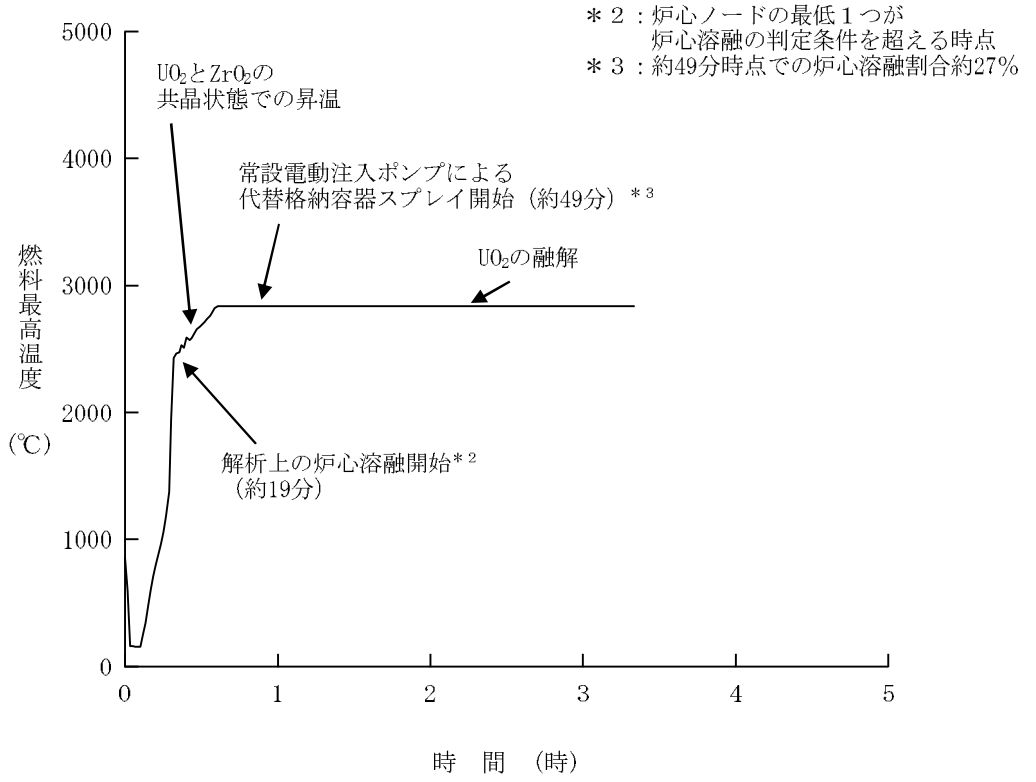
第1.15-375図　1次系圧力の推移



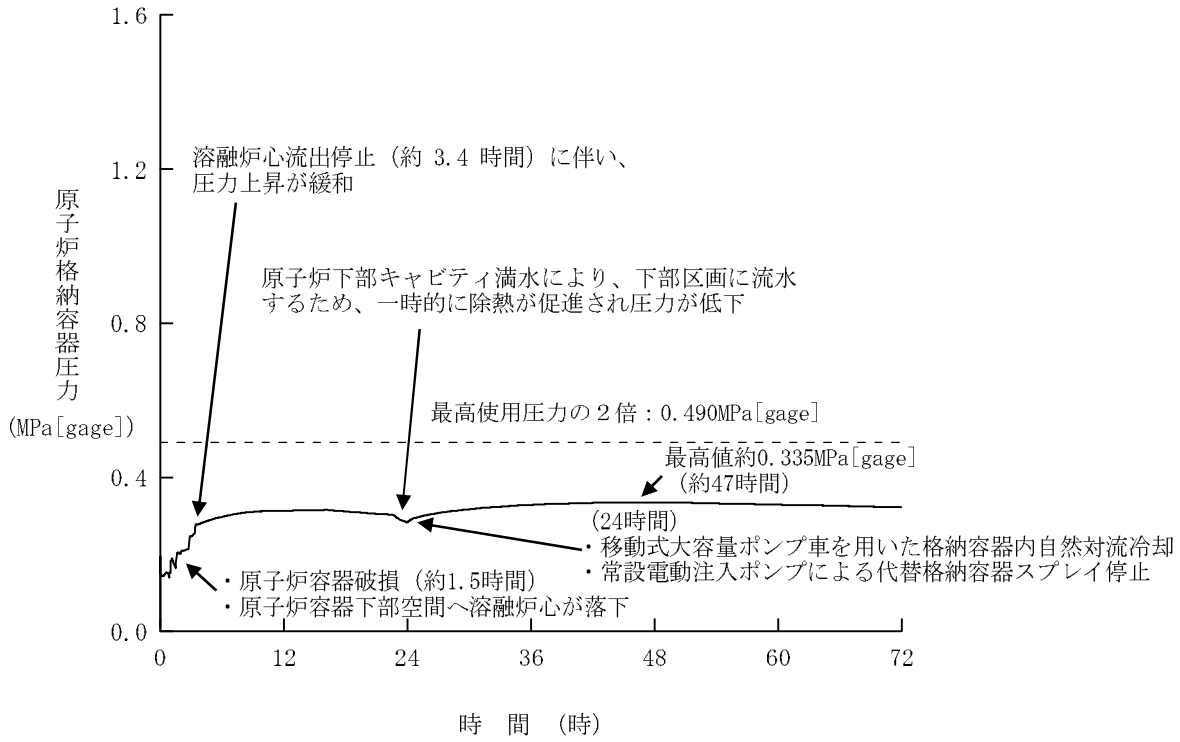
＊１：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第1.15-376図　原子炉容器内水位の推移

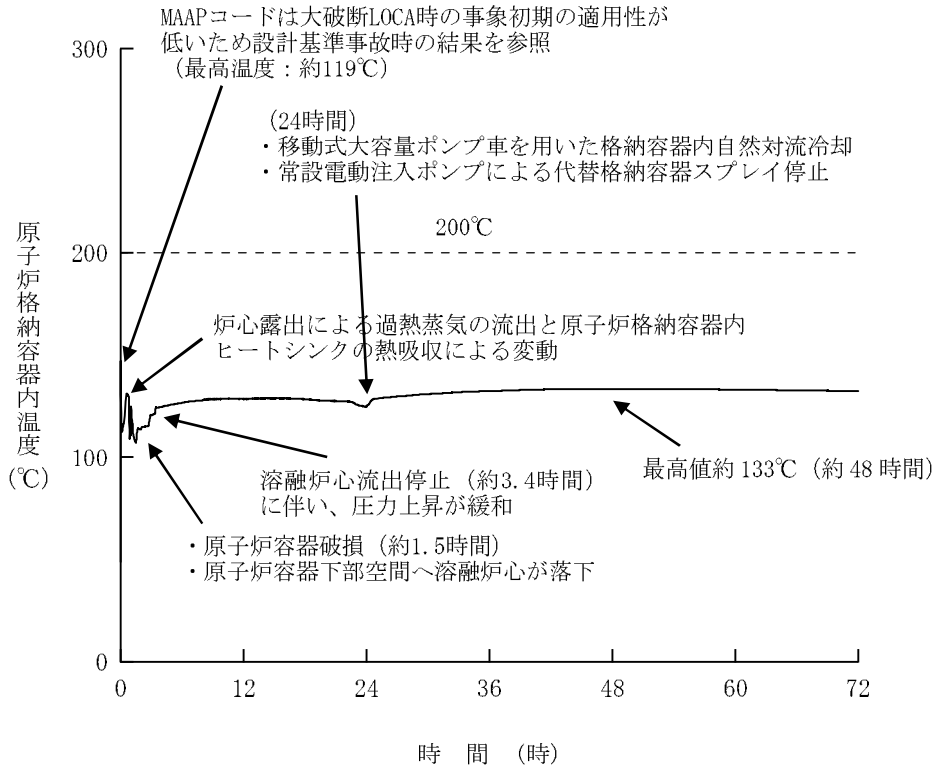
＊２：炉心ノードの最低１つが炉心溶融の判定条件を超える時点
＊３：約49分時点での炉心溶融割合約27%



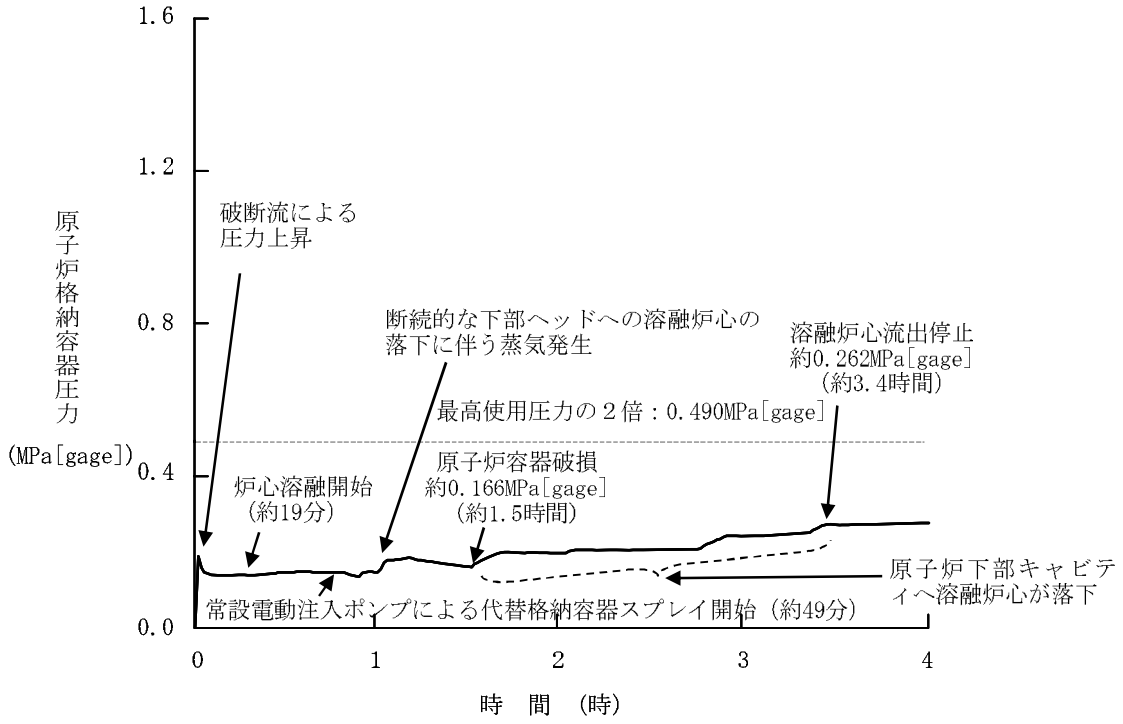
第1.15-377図　燃料最高温度の推移



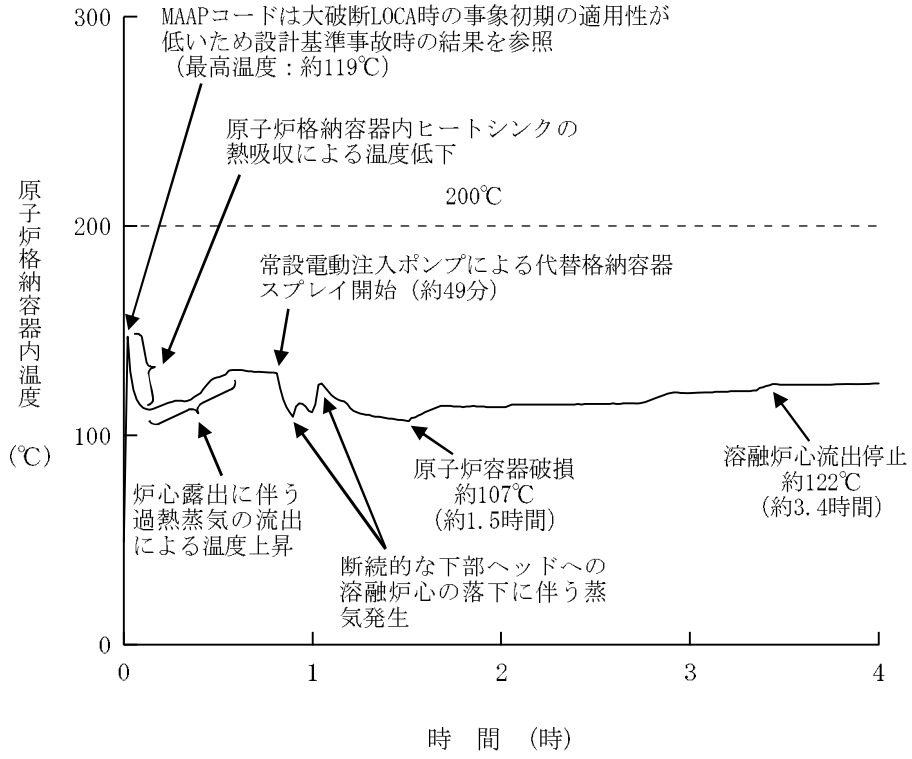
第1.15-378図　原子炉格納容器圧力の推移



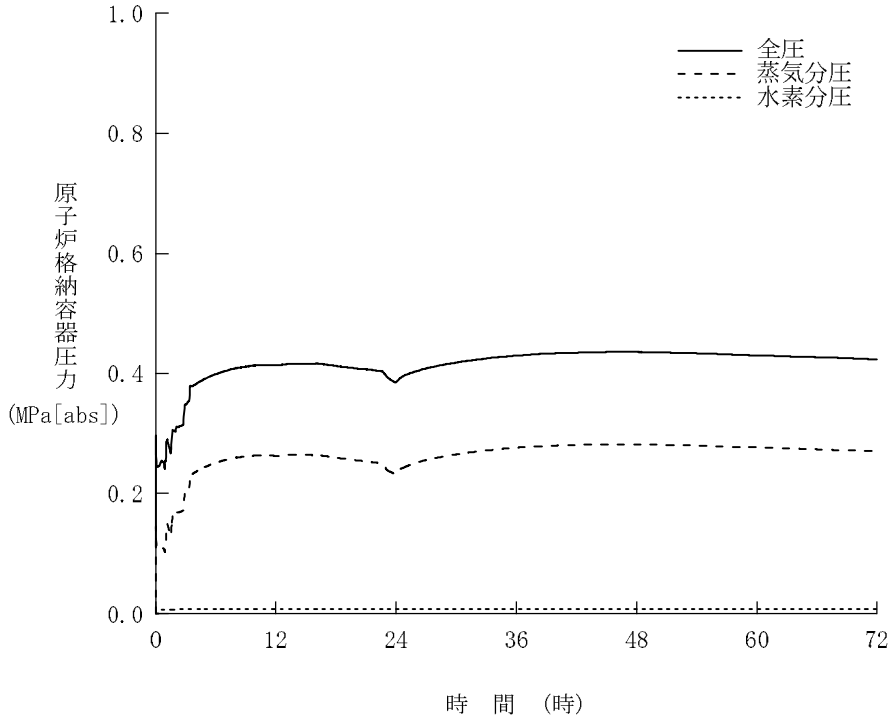
第1.15-379図　原子炉格納容器内温度の推移



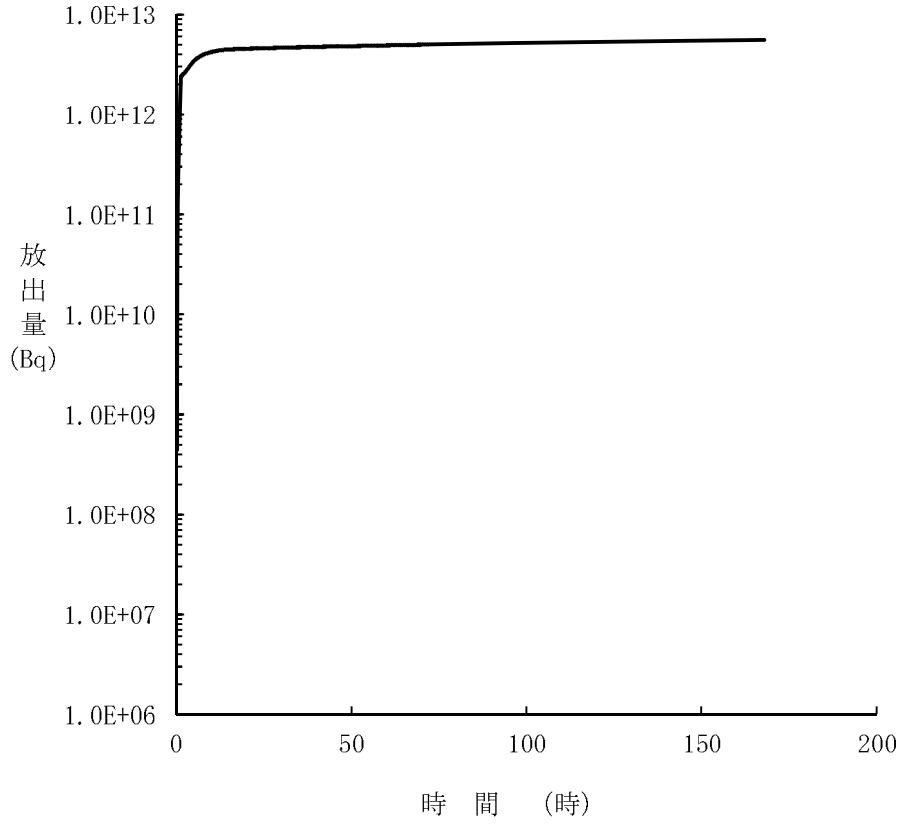
第1.15-380図　原子炉格納容器圧力の推移(～4時間)



第1.15-381図　原子炉格納容器内温度の推移(～4時間)

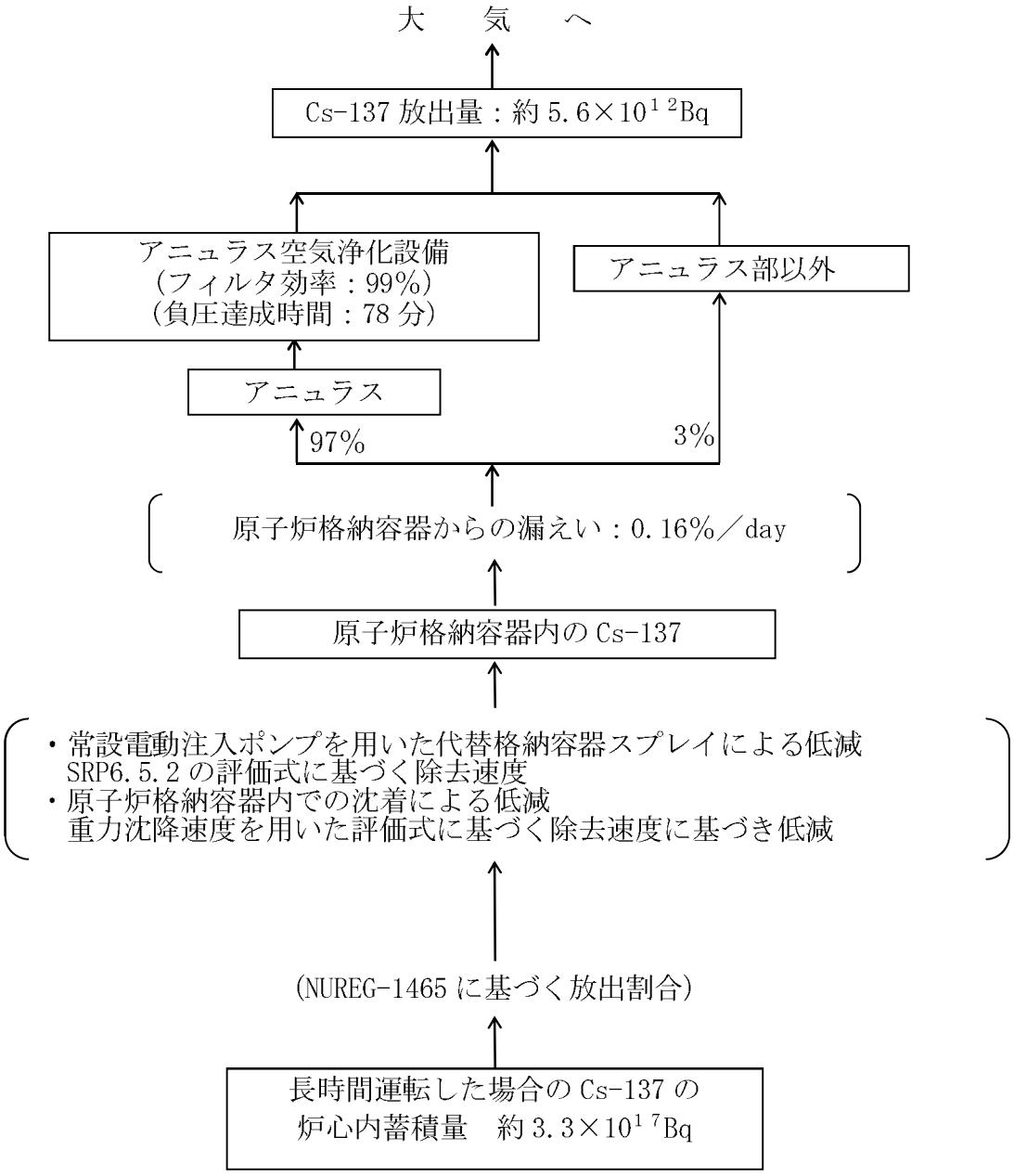


第1.15-382図　原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧(絶対圧)の推移

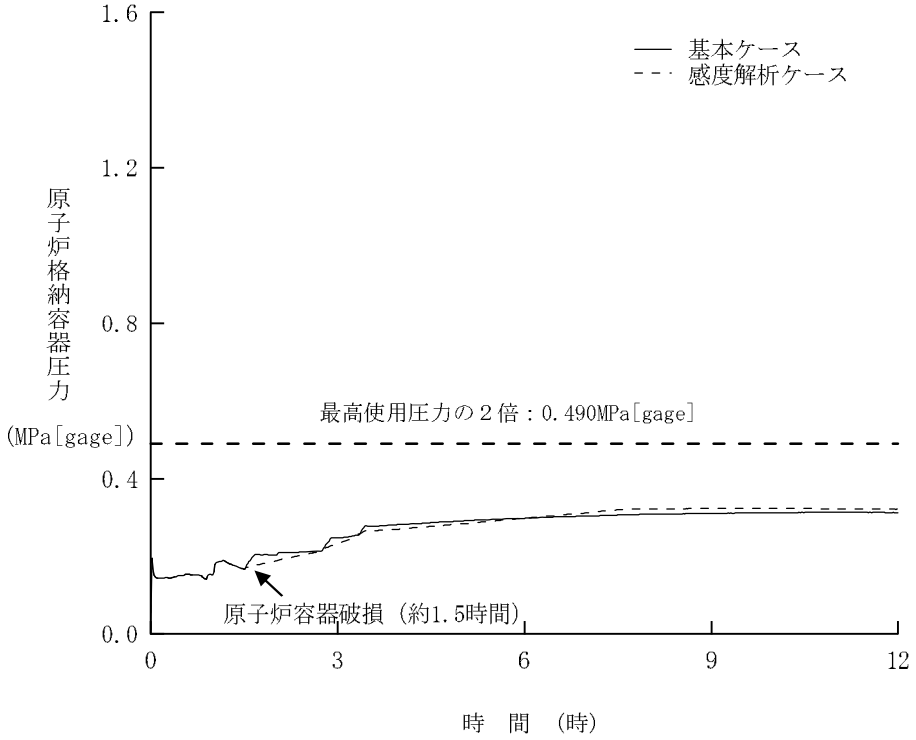


第1.15-383図　Cs-137積算放出放射能量の推移

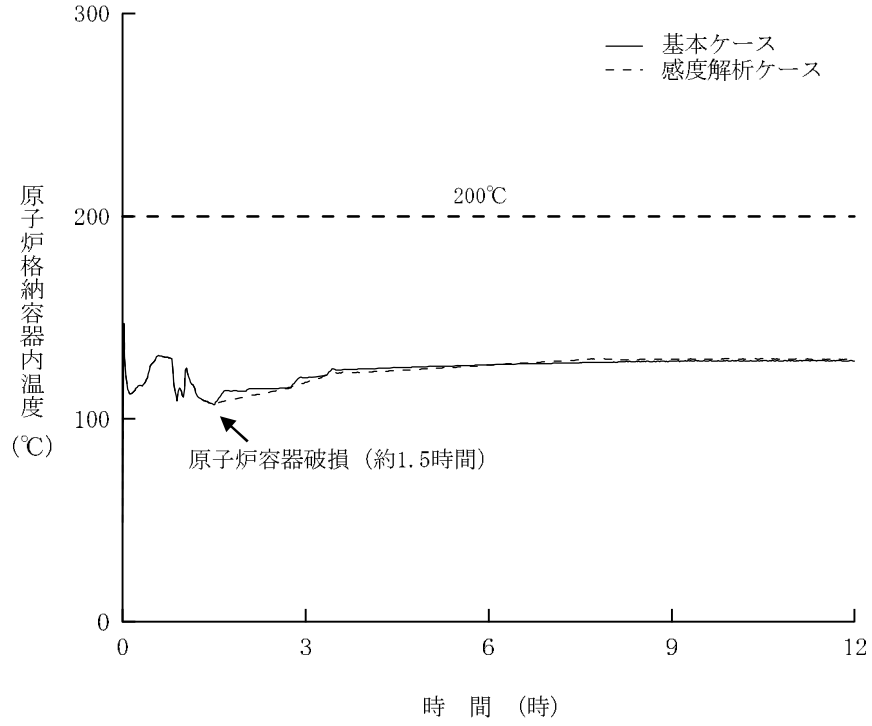
単位：Bq（GROSS 値）



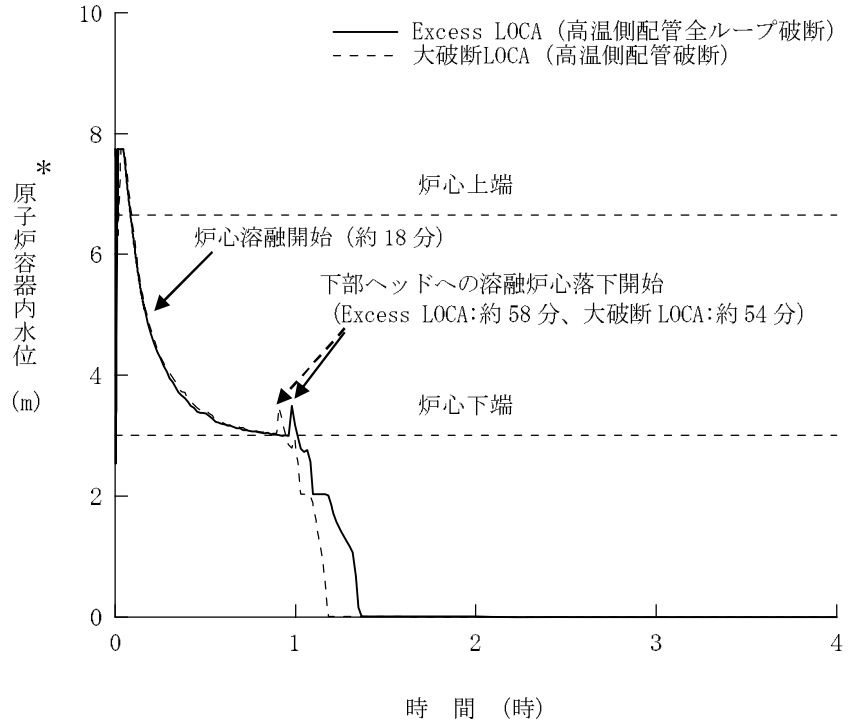
第1.15-384図　Cs-137の大気放出過程



第1.15-385図　原子炉格納容器圧力の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）

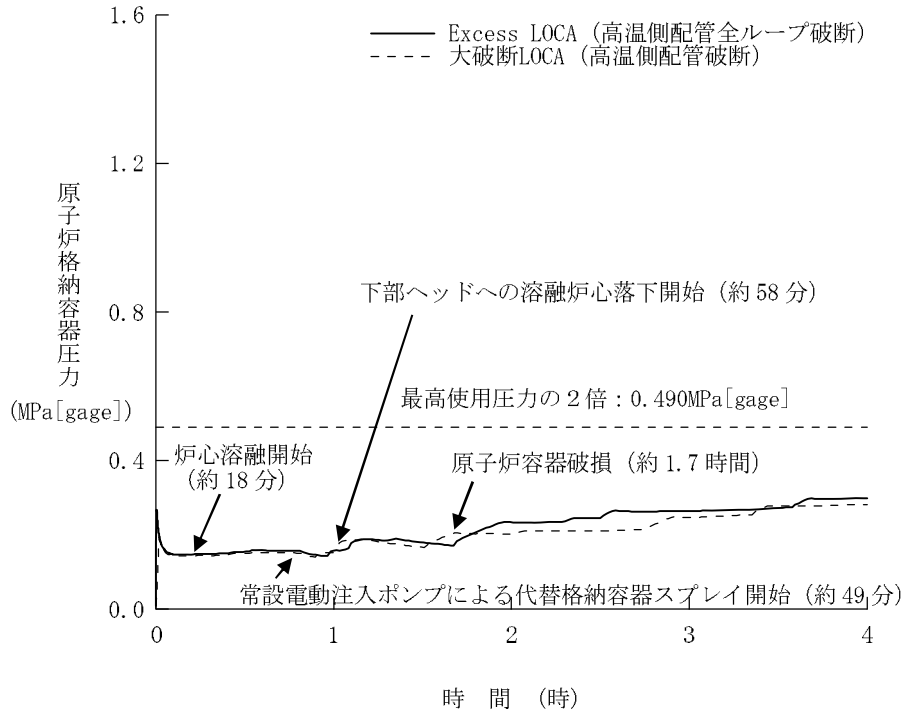


第1.15-386図　原子炉格納容器内温度の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認）

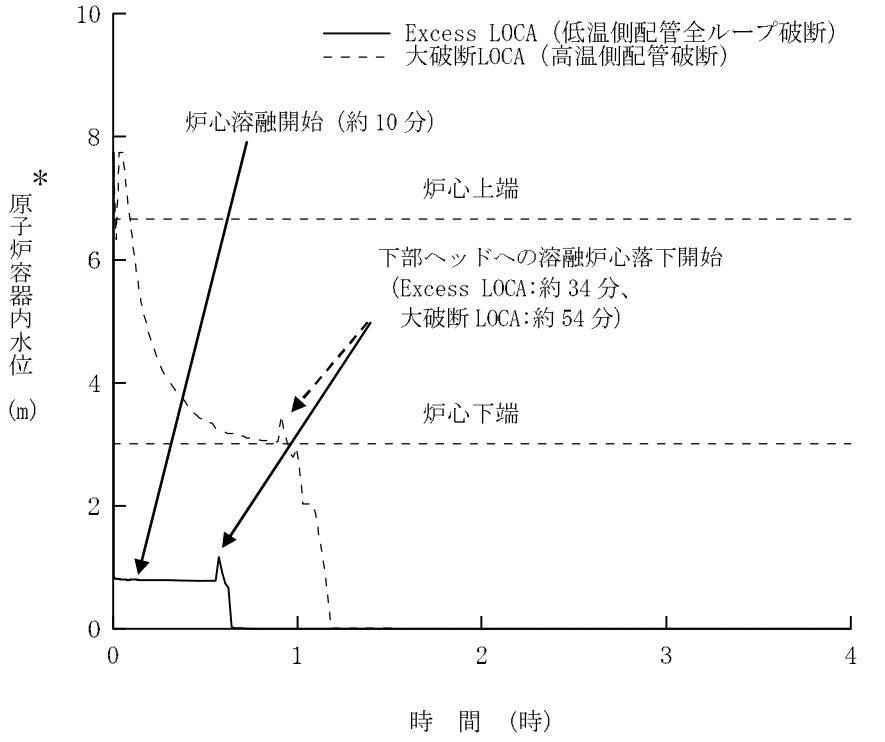


＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第1.15-387図　原子炉容器内水位の推移
（高温側配管全ループ破断時の影響確認）

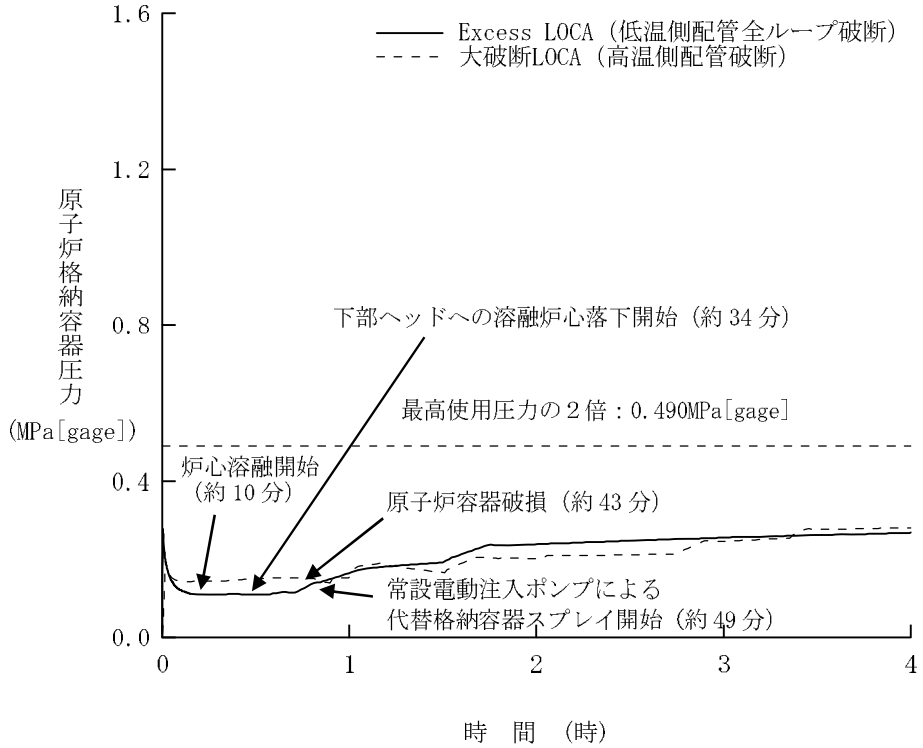


第1.15-388図　原子炉格納容器圧力の推移
（高温側配管全ループ破断時の影響確認）

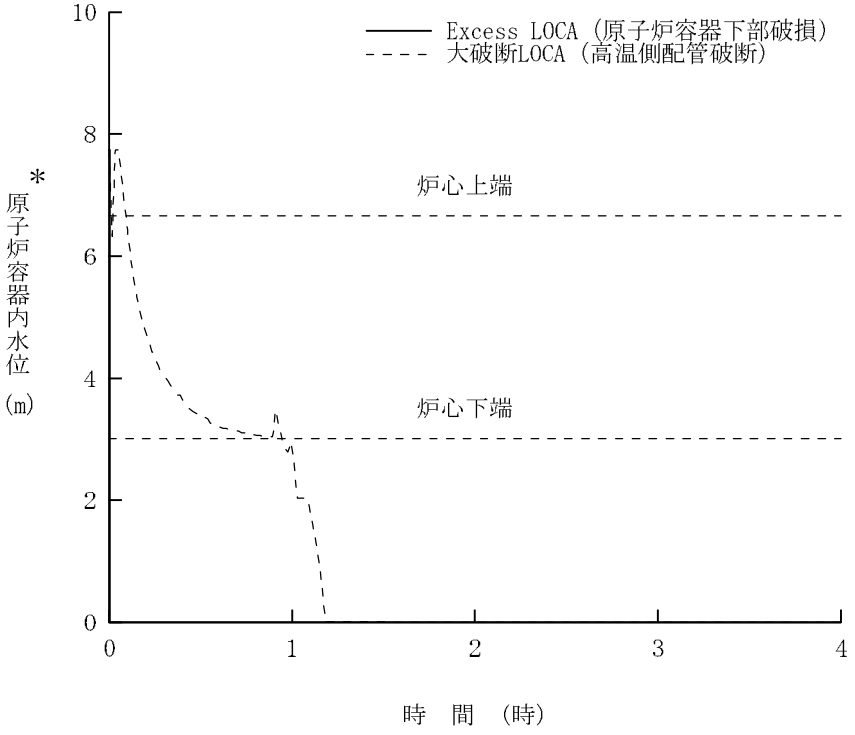


＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

第1.15-389図　原子炉容器内水位の推移
（低温側配管全ループ破断時の影響確認）

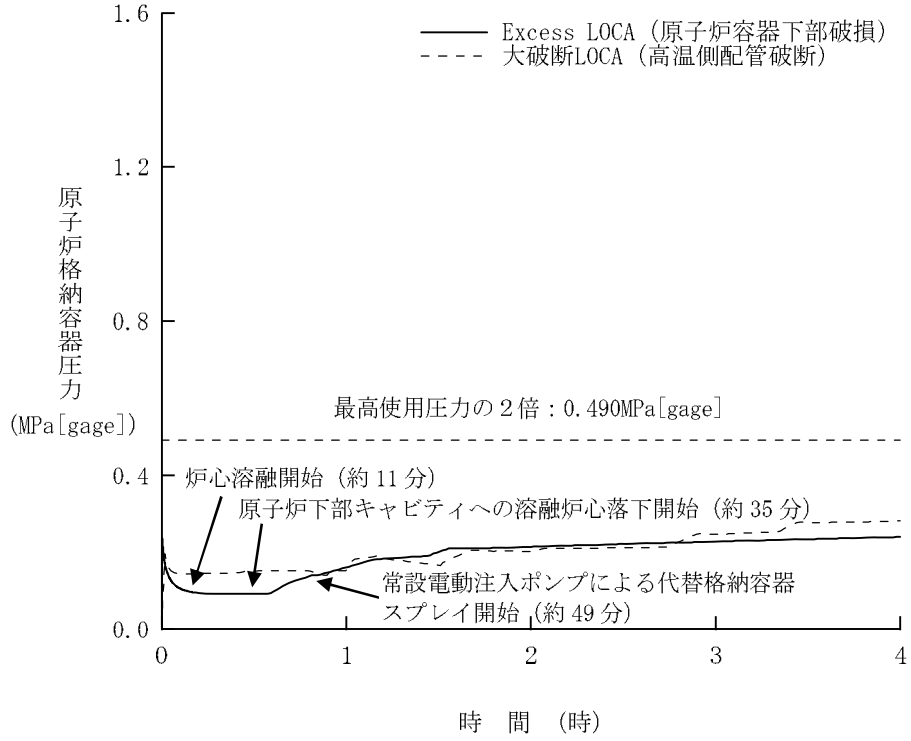


第1.15-390図　原子炉格納容器圧力の推移
（低温側配管全ループ破断時の影響確認）

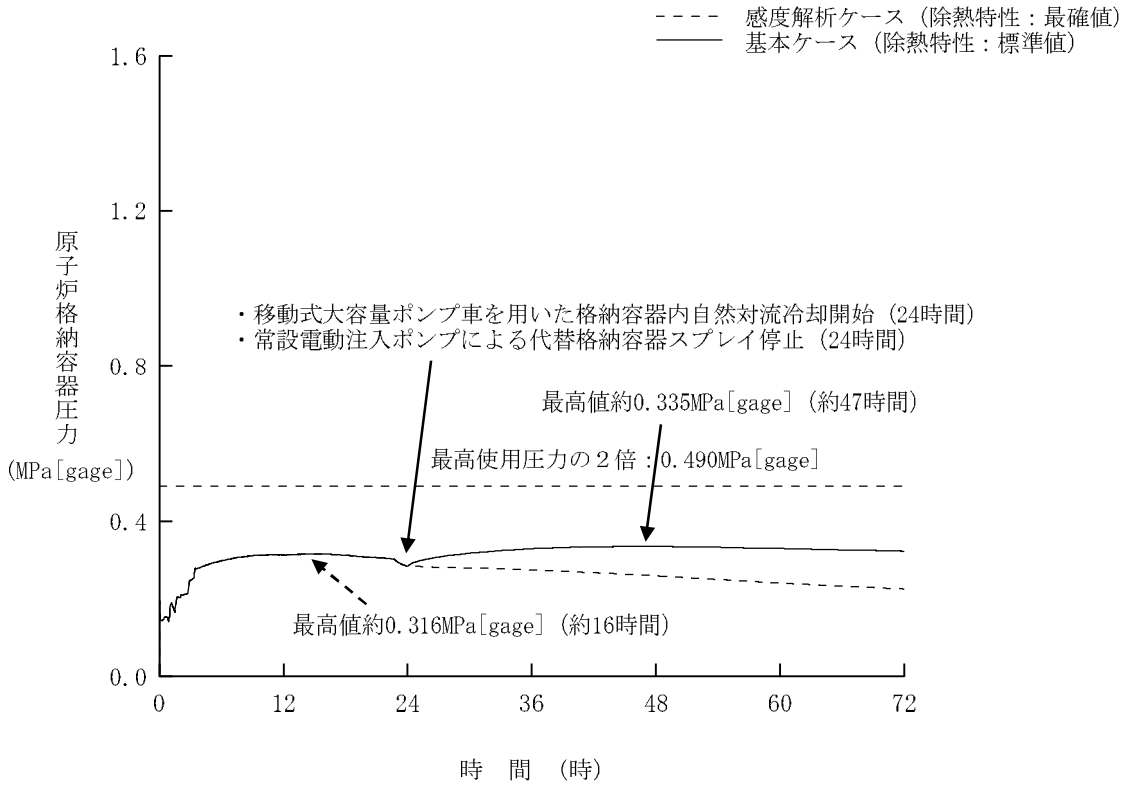


＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

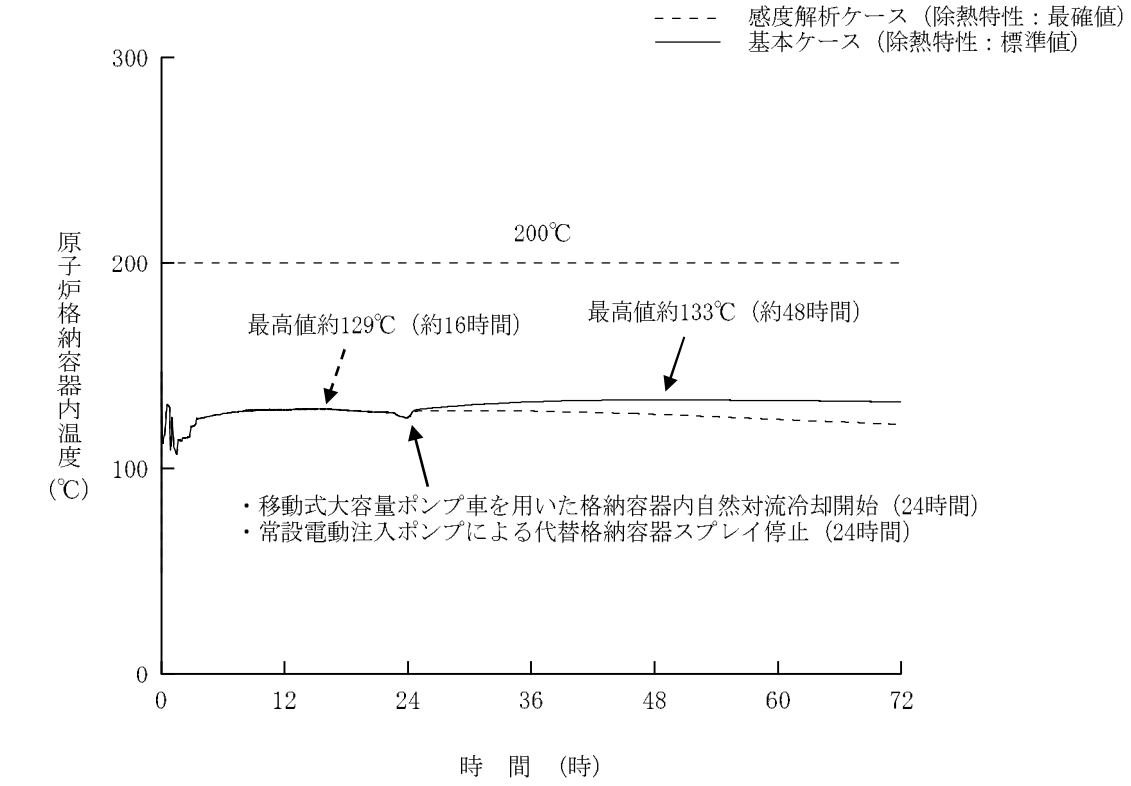
第1.15-391図　原子炉容器内水位の推移
（原子炉容器下端における破損時の影響確認）



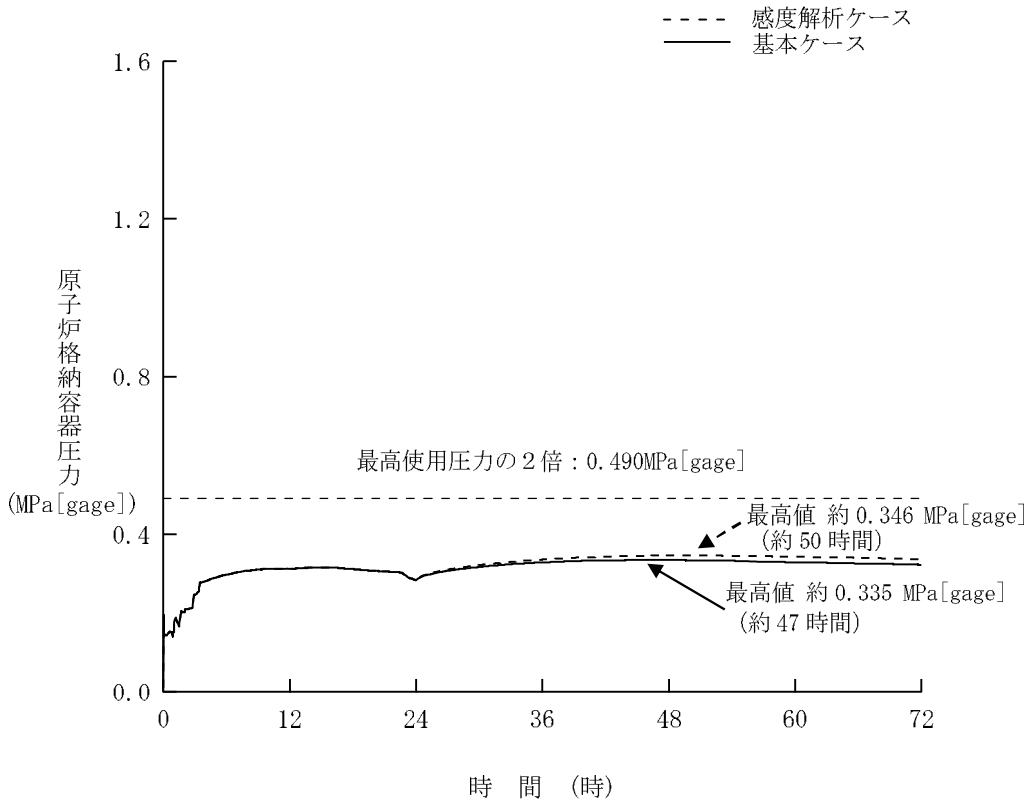
第1.15-392図　原子炉格納容器圧力の推移
（原子炉容器下端における破損時の影響確認）



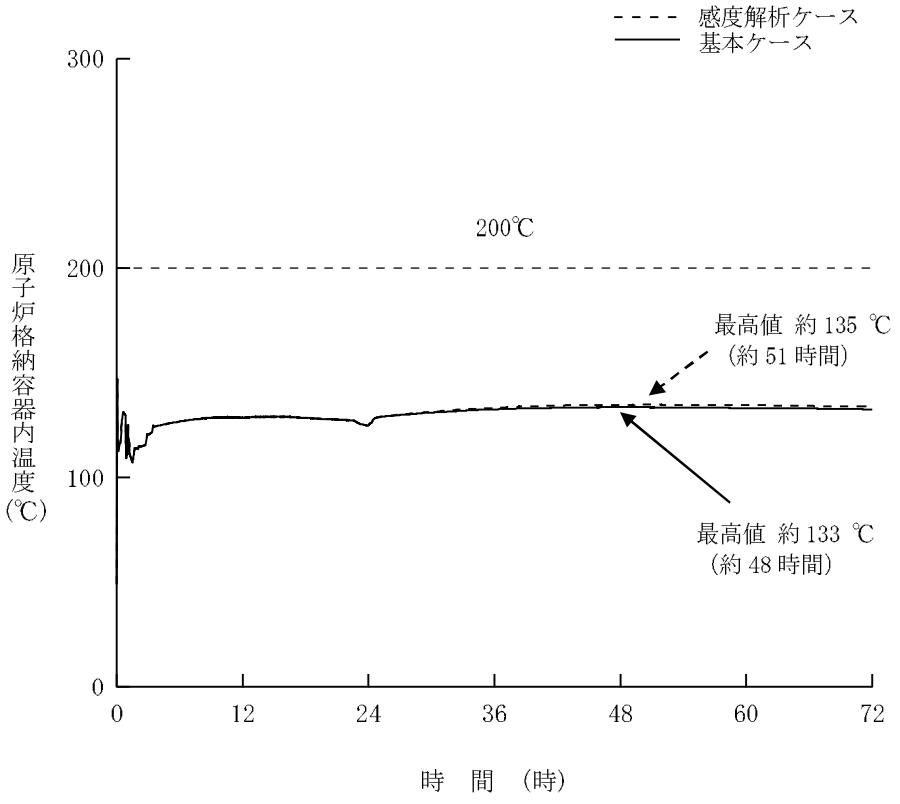
第1.15-393図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



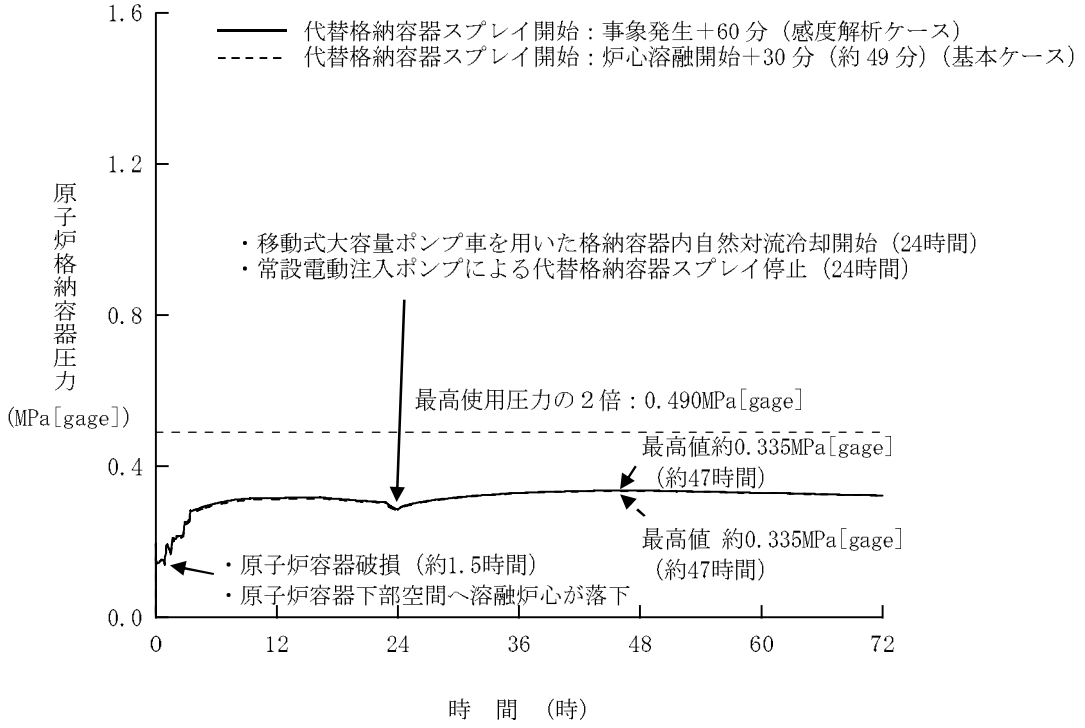
第1.15-394図　原子炉格納容器内温度の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



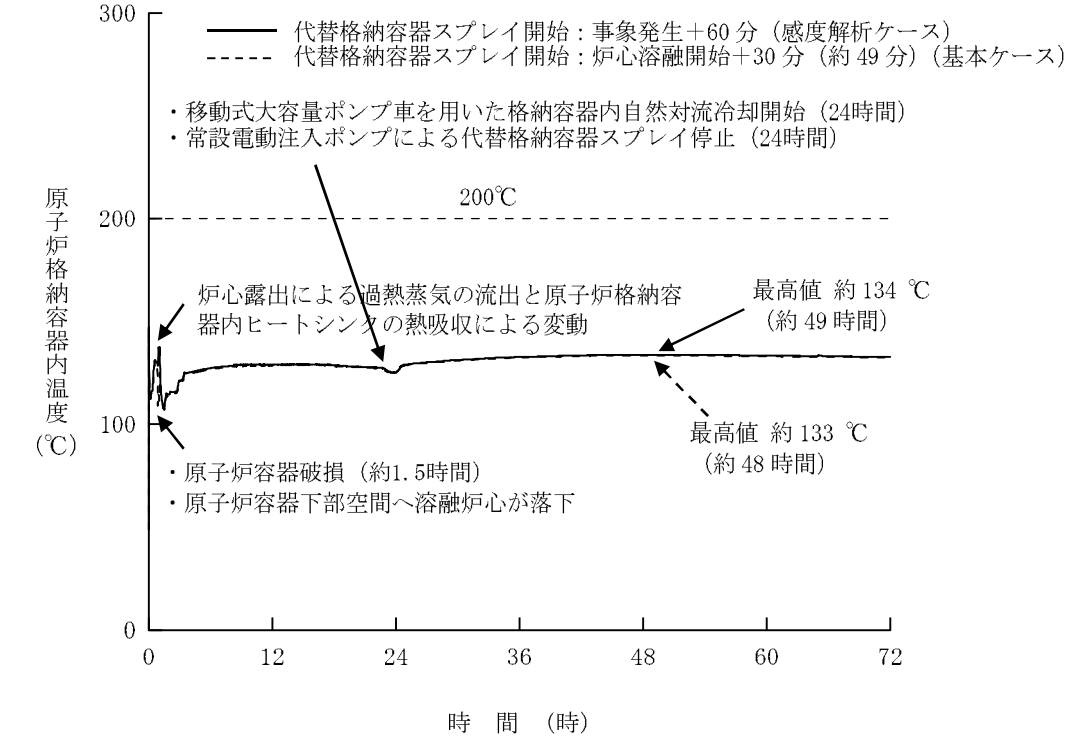
第1.15-395図 原子炉格納容器圧力の推移
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算13%vol水素が存在する場合)



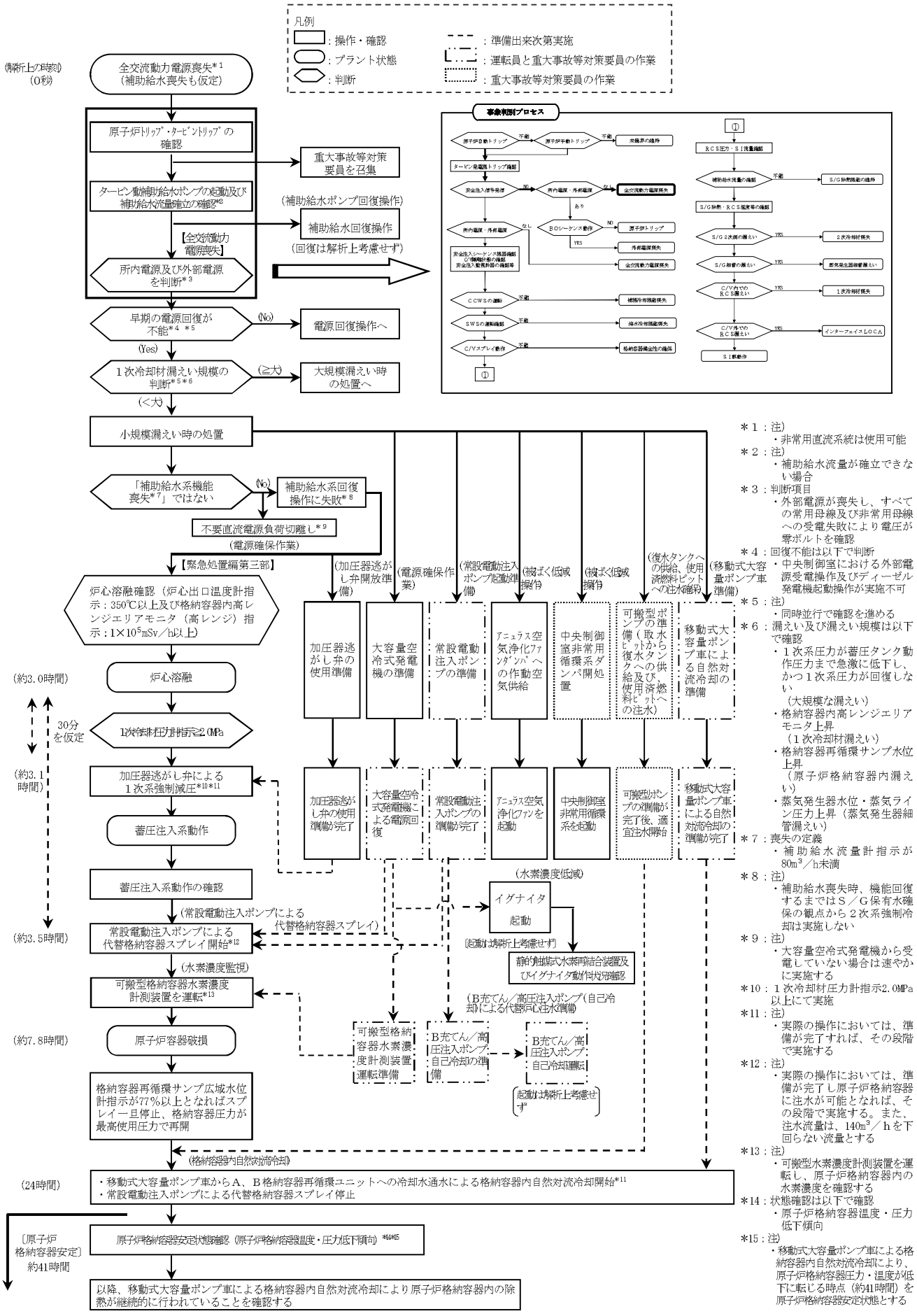
第1.15-396図 原子炉格納容器内温度の推移
(格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)
(ドライ換算13%vol水素が存在する場合)



第1.15-397図　原子炉格納容器圧力の推移
（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



第1.15-398図　原子炉格納容器内温度の推移
（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



＊1：注）
・非常用直流系統は使用可能

＊2：注）
・補助給水流量が確立できない場合

＊3：判断項目
・外部電源が喪失し、すべての常用母線及び非常用母線への受電失敗により電圧が零ボルトを確認

＊4：回復不能は以下で判断
・中央制御室における外部電源受電操作及びディーゼル発電機起動操作が実施不可

＊5：注）
・同時並行で確認を進める

＊6：漏えい及び漏えい規模は以下で確認
・1次系圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下し、かつ1次系圧力が回復しない（大規模な漏えい）
・格納容器内高レンジエリアモニタ上昇（1次冷却材漏えい）
・格納容器再循環サンプ水位上昇（原子炉格納容器内漏えい）
・蒸気発生器水位・蒸気ライン圧力上昇（蒸気発生器細管漏えい）

＊7：喪失の定義
・補助給水流量計指示が80m³／h未満

＊8：注）
・補助給水喪失時、機能回復するまではS／G保有水確保の観点から2次系強制冷却は実施しない

＊9：注）
・大容量空冷式発電機から受電していない場合は速やかに実施する

＊10：1次冷却材圧力計指示2.0MPa以上にて実施

＊11：注）
・実際の操作においては、準備が完了すれば、その段階で実施する

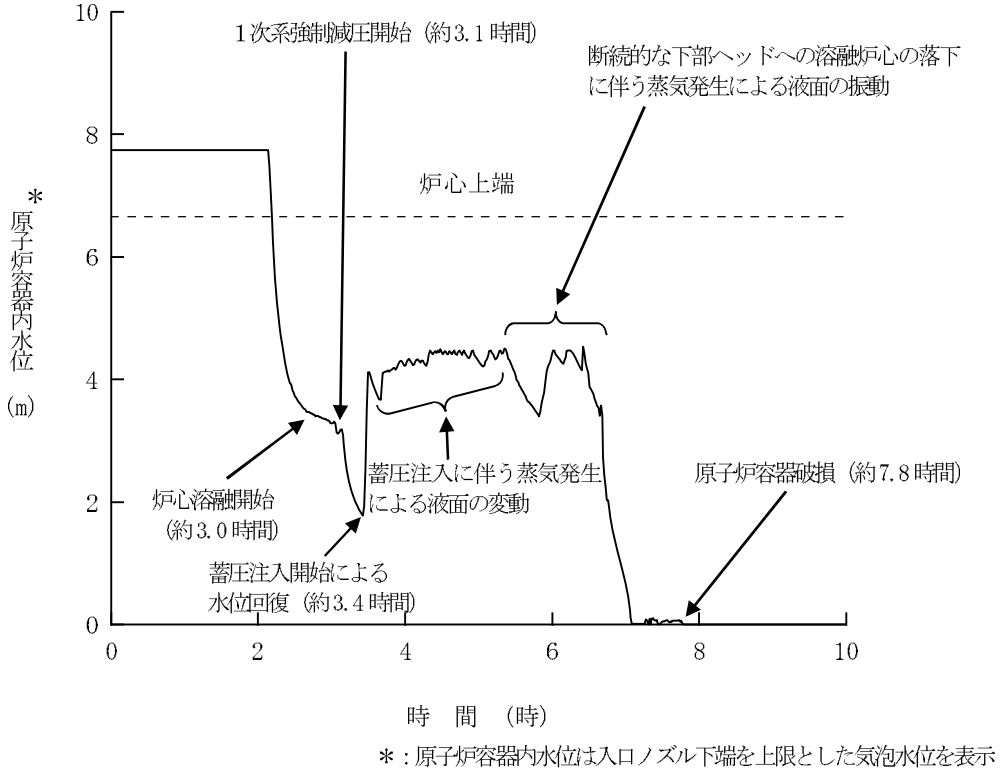
＊12：注）
・実際の操作においては、準備が完了し原子炉格納容器に注水が可能となれば、その段階で実施する。また、注水流量は、140m³／hを下回らない流量とする

＊13：注）
・可搬型水素濃度計測装置を運転し、原子炉格納容器内の水素濃度を確認する

＊14：状態確認は以下で確認
・原子炉格納容器温度・圧力低下傾向

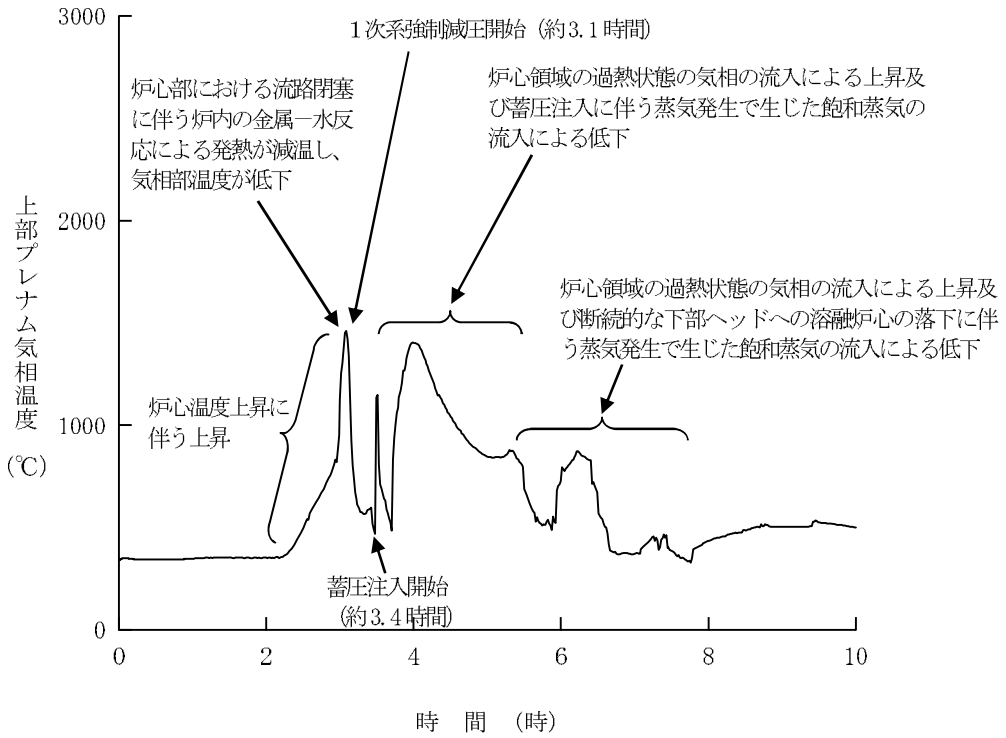
＊15：注）
・移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力・温度が低下に転じる時点（約41時間）を原子炉格納容器安定状態とする

第1.15-399図　雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（全交流動力電源喪失＋補助給水失敗）における事象進展の概要

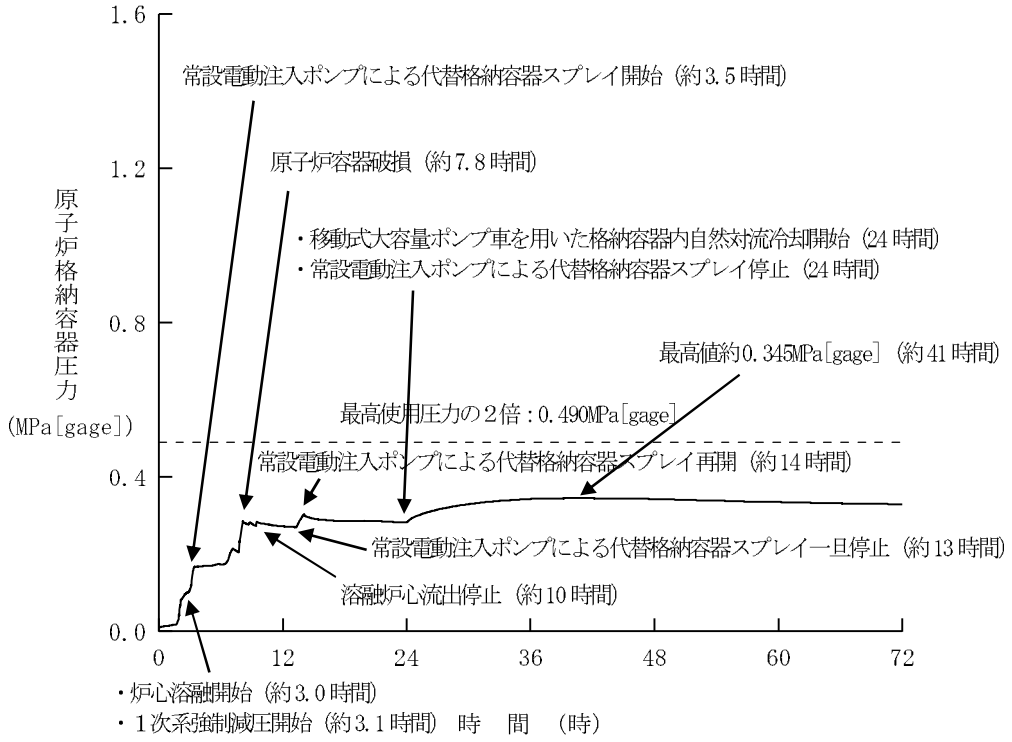


＊：原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

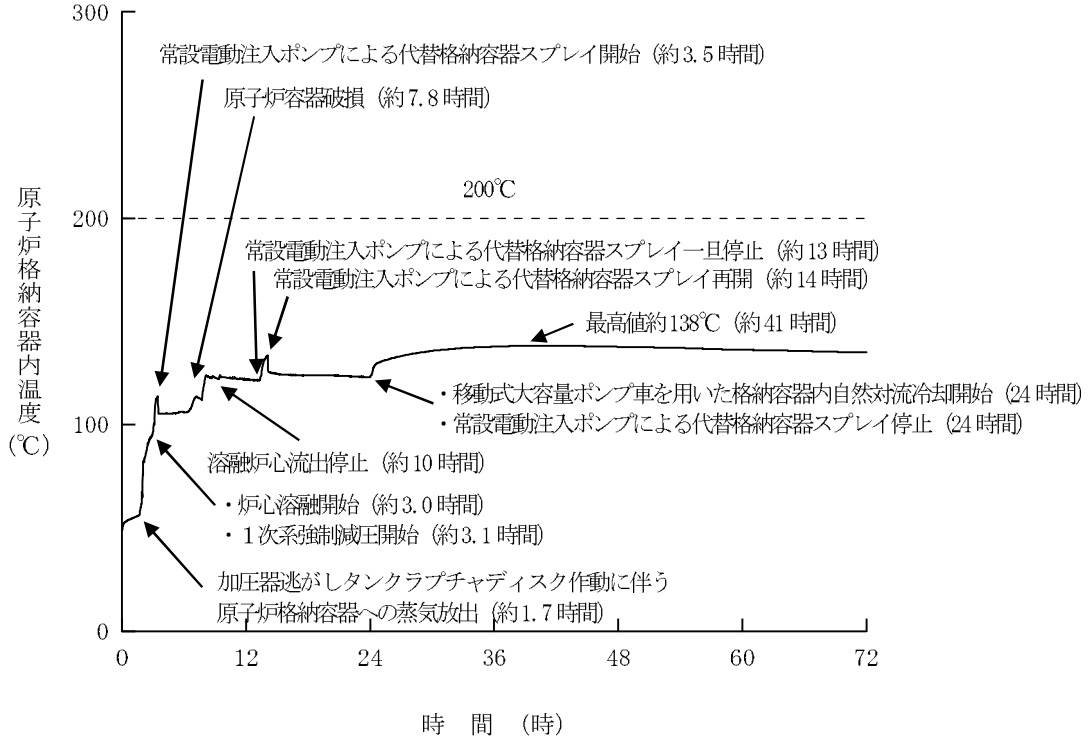
第1.15-400図　原子炉容器内水位の推移



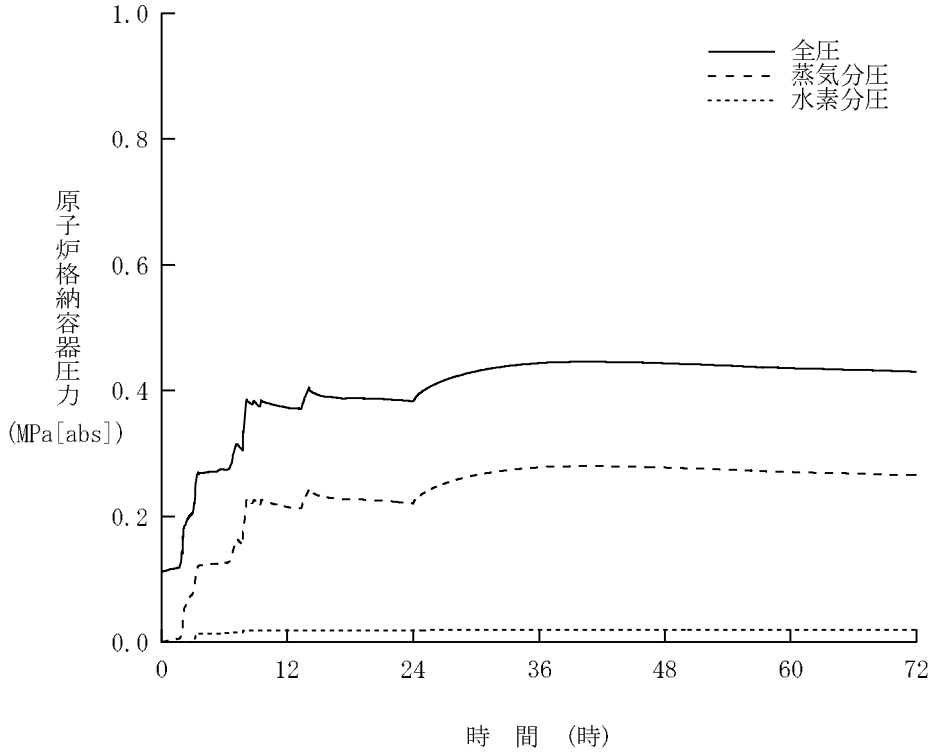
第1.15-401図　上部プレナム気相温度の推移



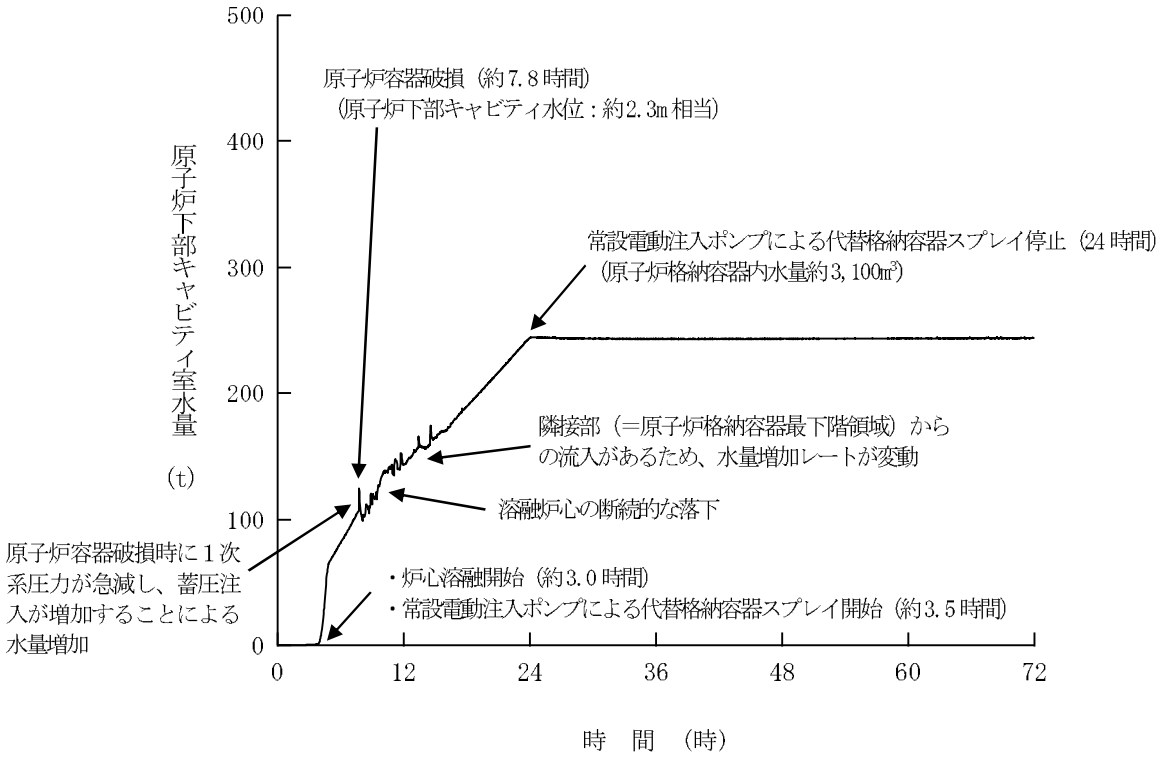
第1.15-402図　原子炉格納容器圧力の推移



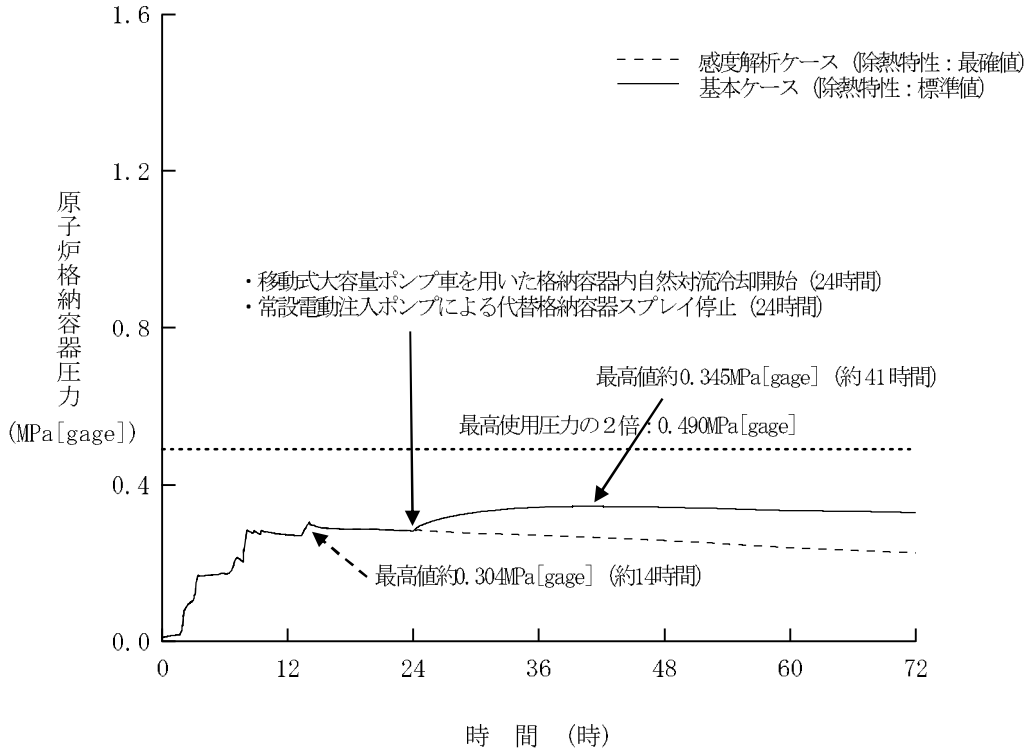
第1.15-403図　原子炉格納容器内温度の推移



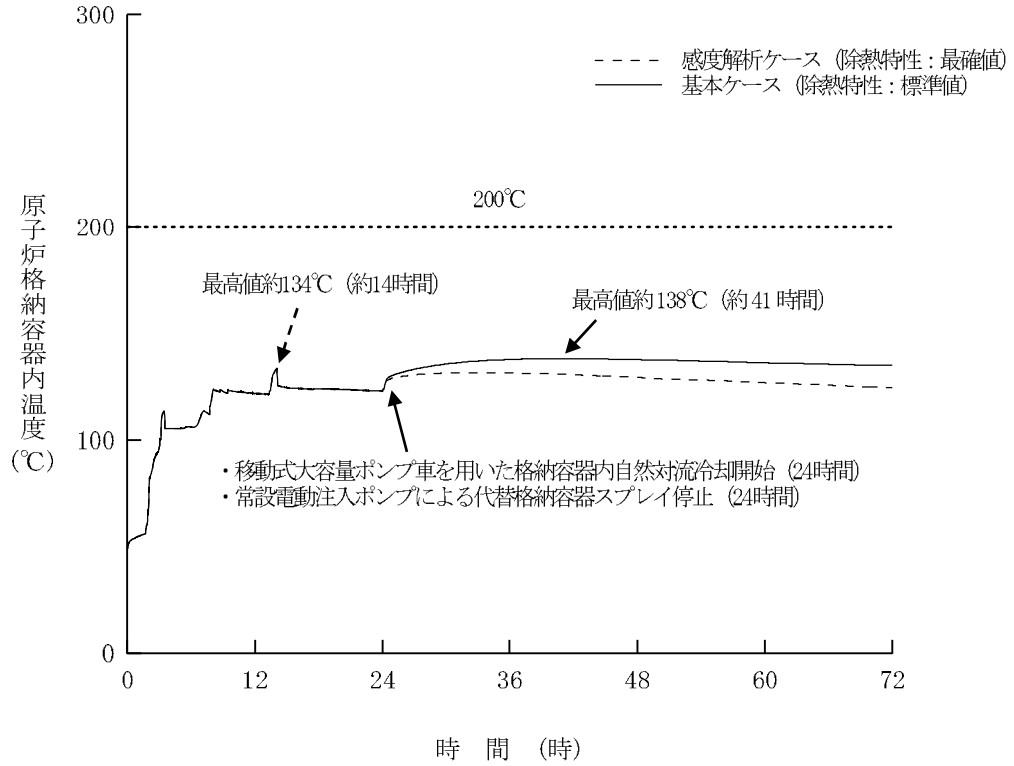
第1.15-404図　原子炉格納容器圧力に占める水蒸気
及び水素の分圧(絶対圧)の推移



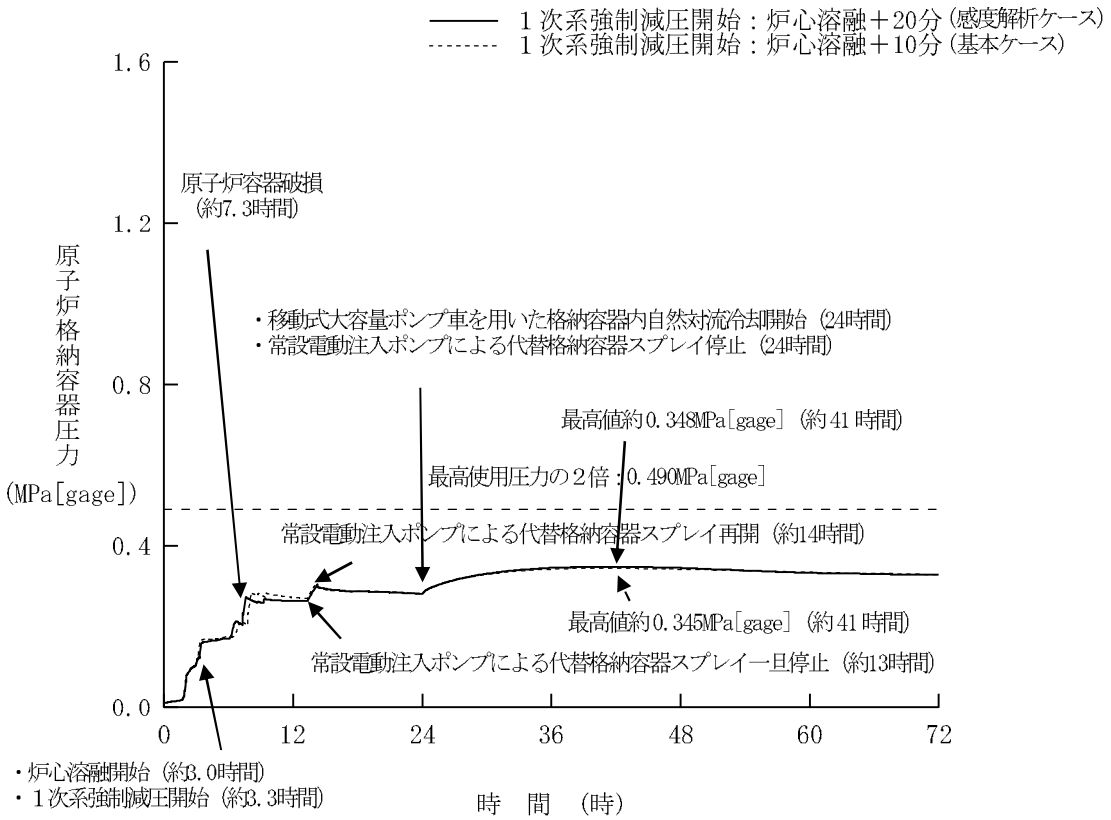
第1.15-405図　原子炉下部キャビティ室水量の推移



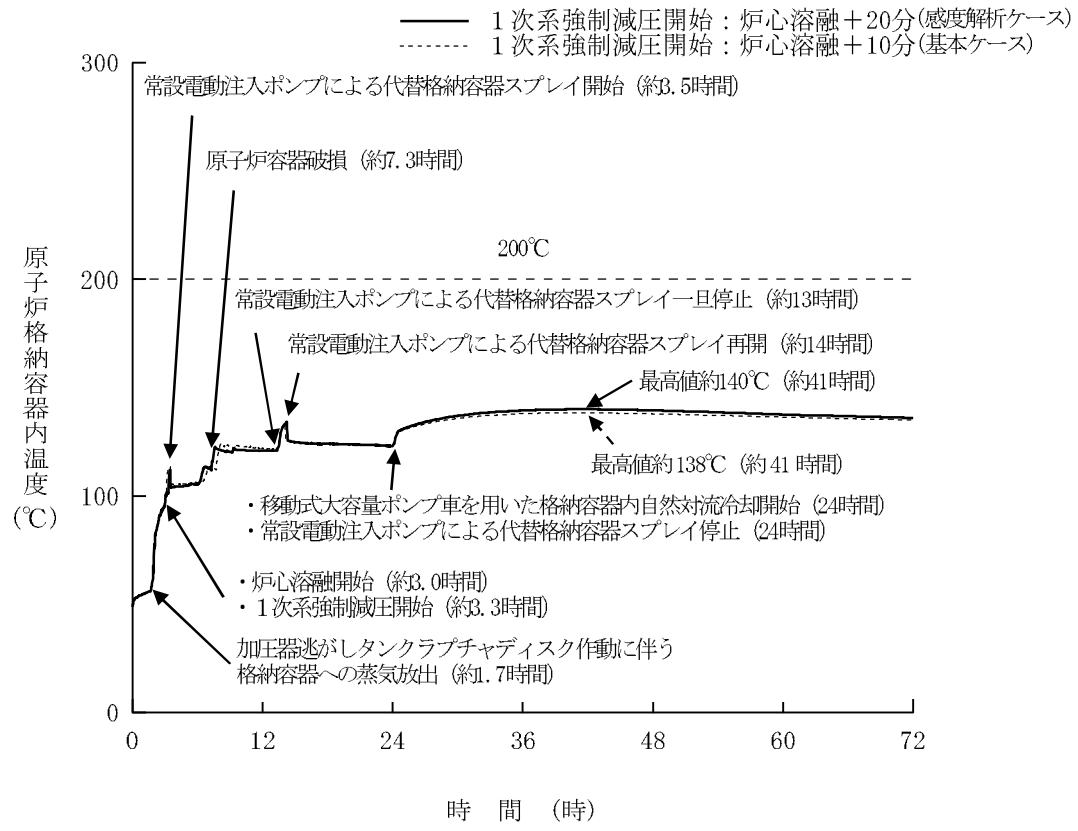
第1.15-406図　原子炉格納容器圧力の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）



第1.15-407図　原子炉格納容器内温度の推移
（格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認）

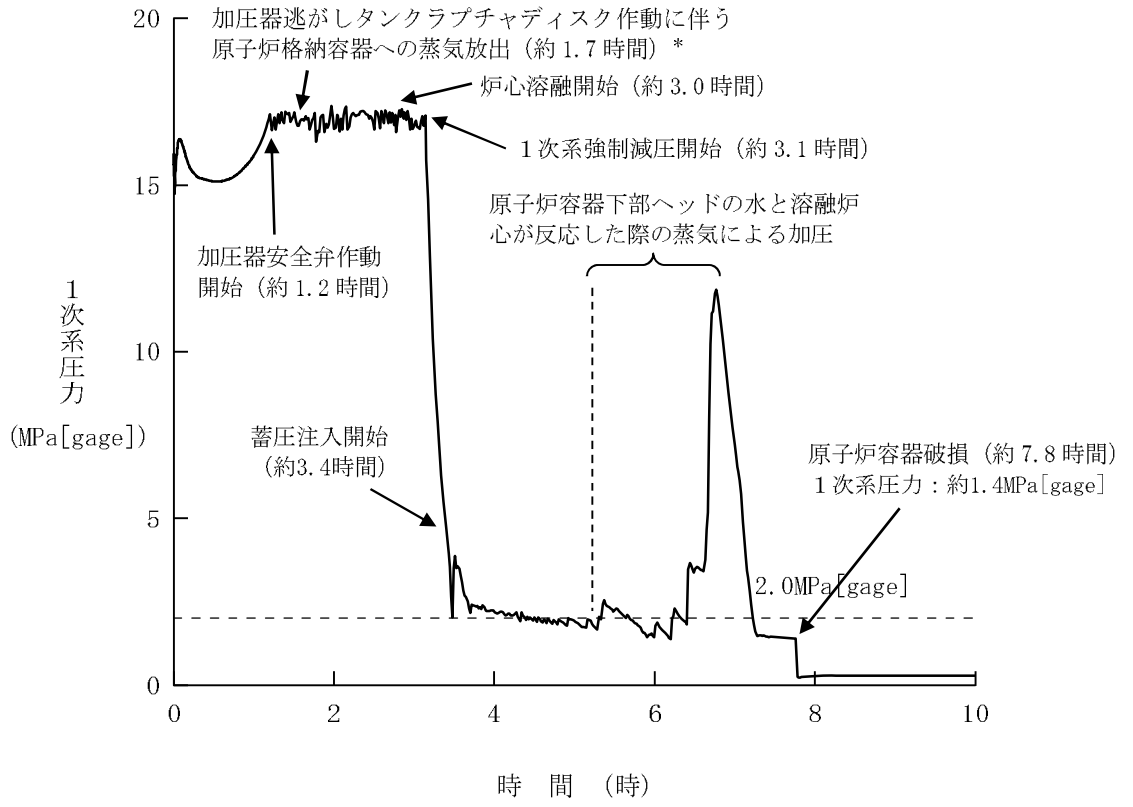


第1.15-408図　原子炉格納容器圧力の推移
（加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認）

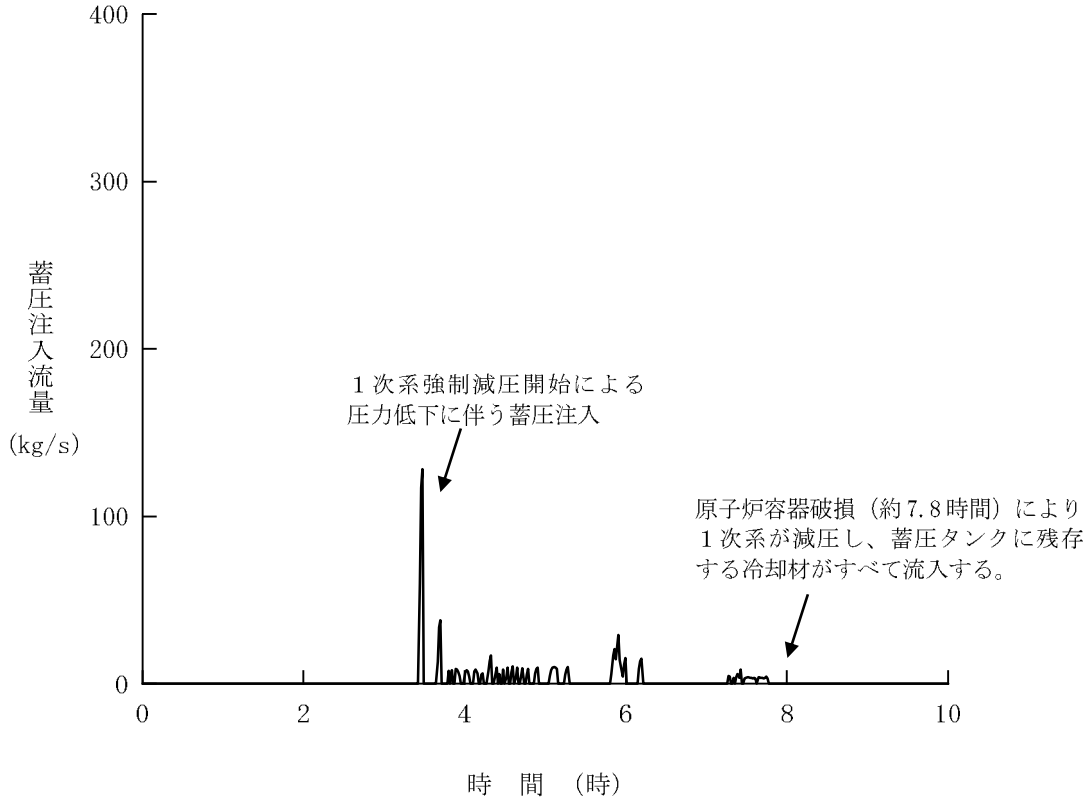


第1.15-409図　原子炉格納容器内温度の推移
（加圧器逃がし弁開放操作開始の時間余裕確認）

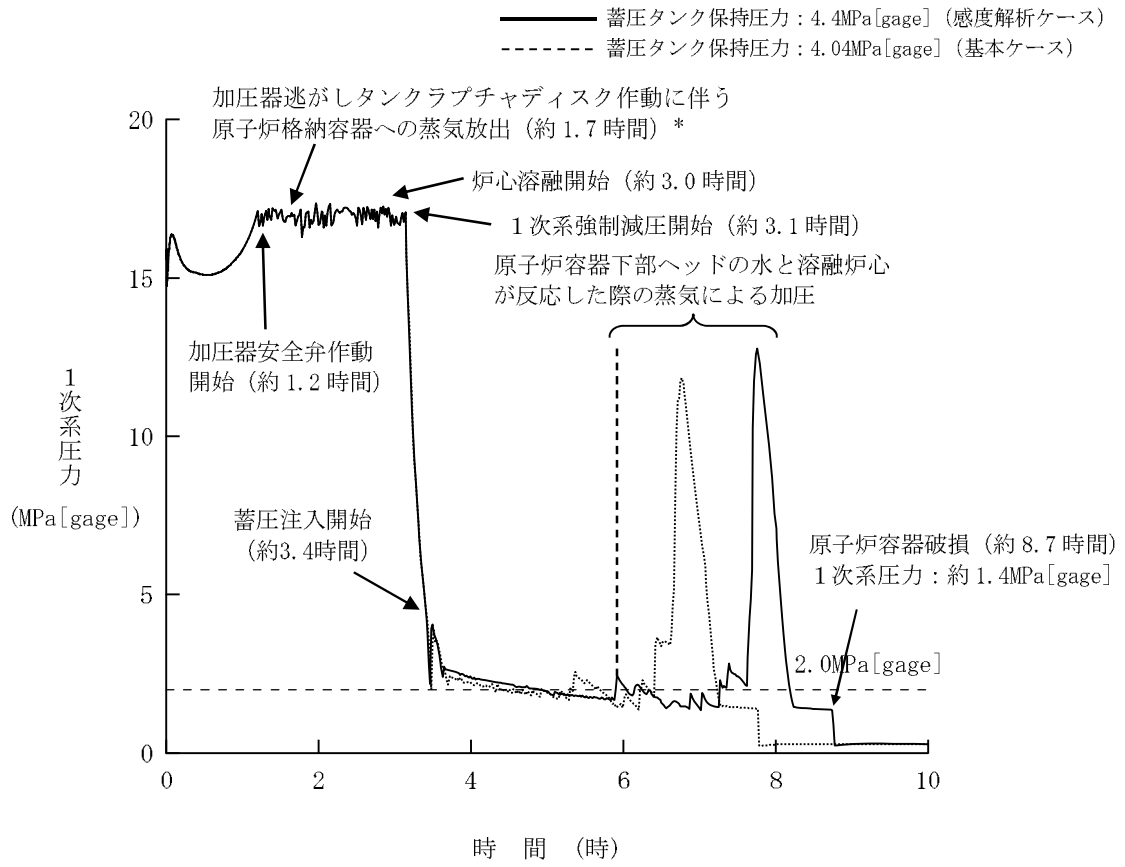
＊：加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出



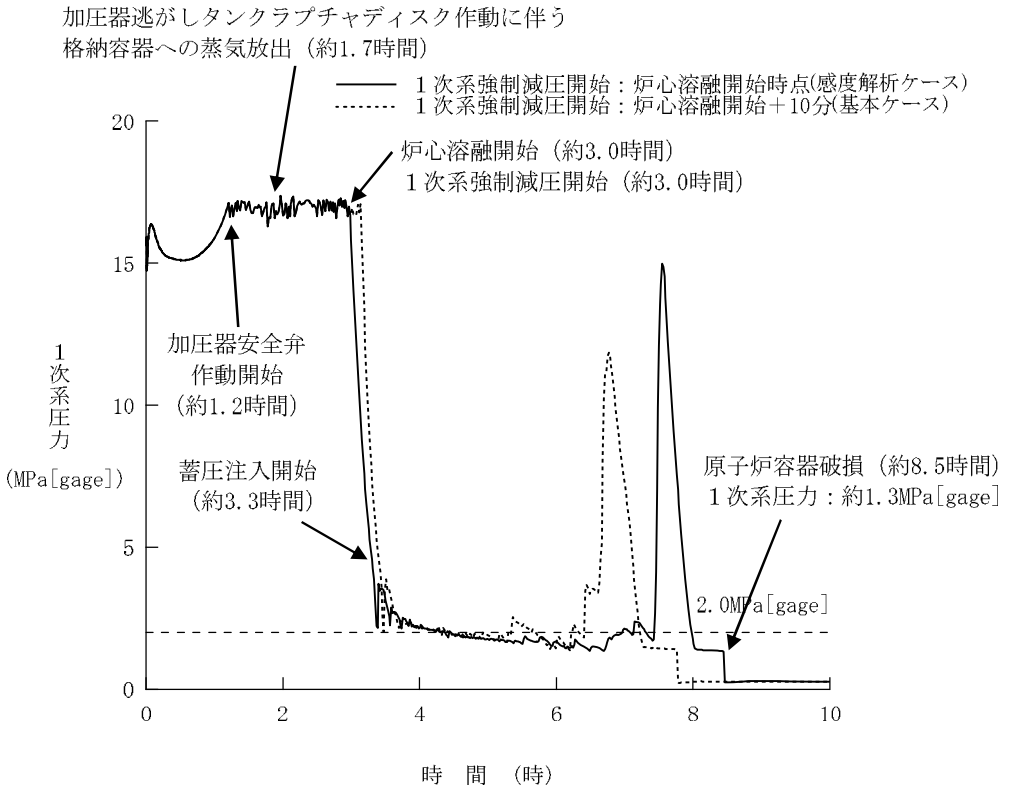
第1.15-410図　1次系圧力の推移



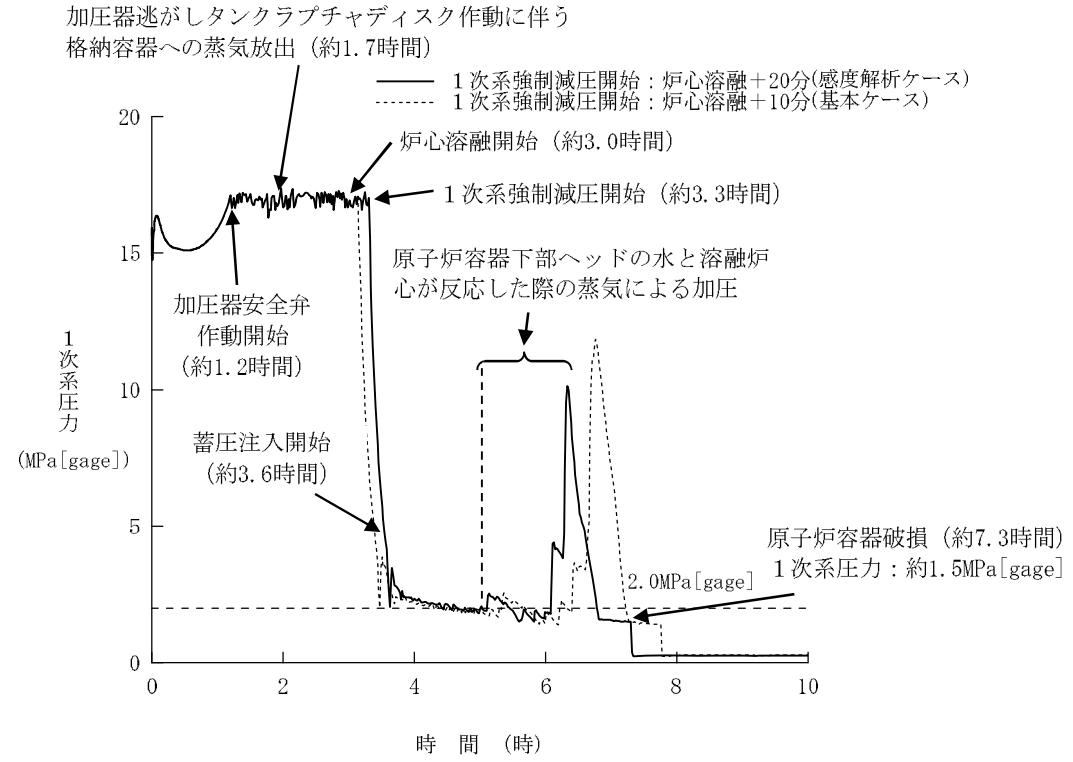
第1.15-411図　蓄圧注入流量の推移



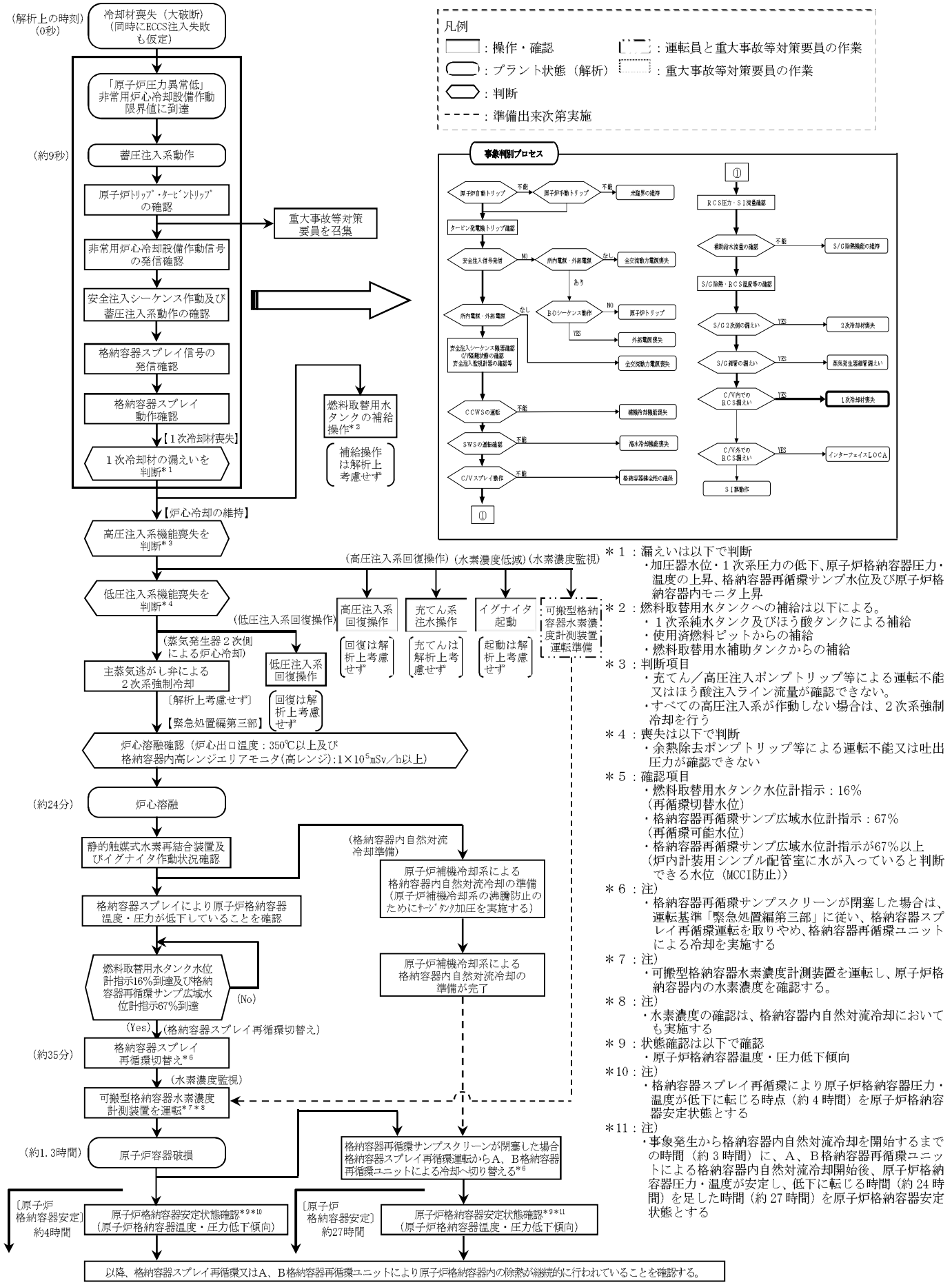
第1.15-412図　1次系圧力の推移(蓄圧タンク保持圧力の影響確認)



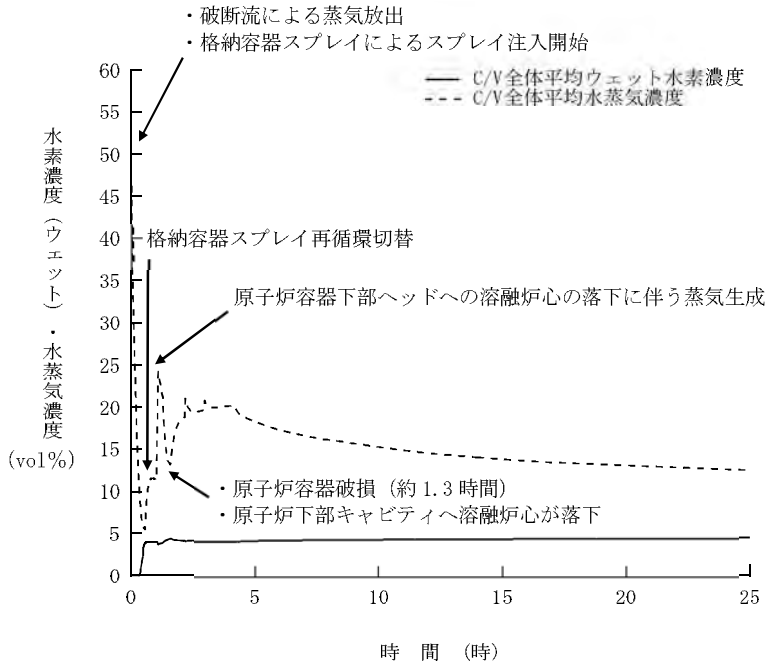
第1.15-413図　1次系圧力の推移(加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合)



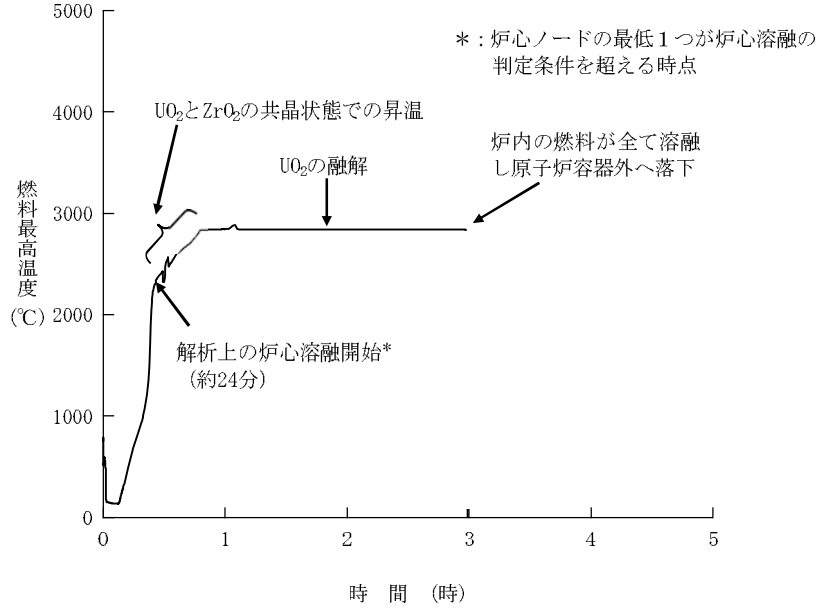
第1.15-414図　1次系圧力の推移(加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合)



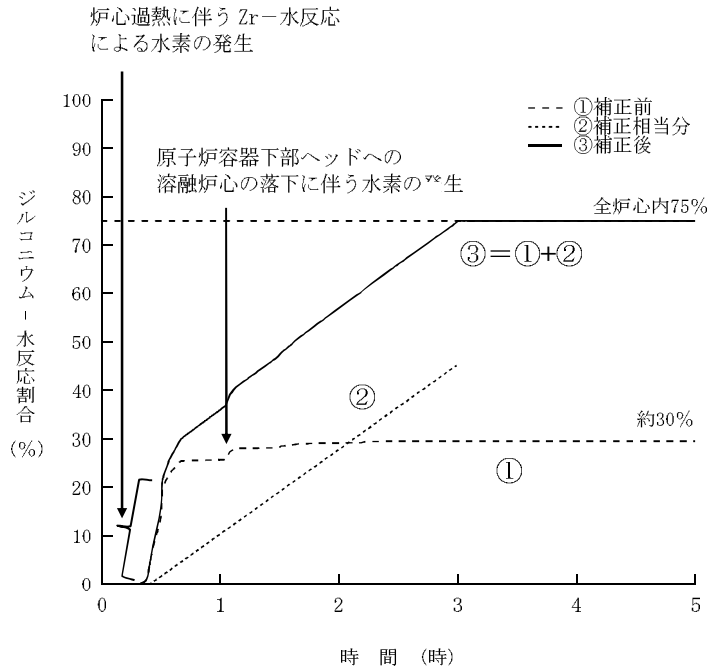
第1.15-415図　水素燃焼（大破断LOCA＋ECCS注入失敗）における事象進展の概要



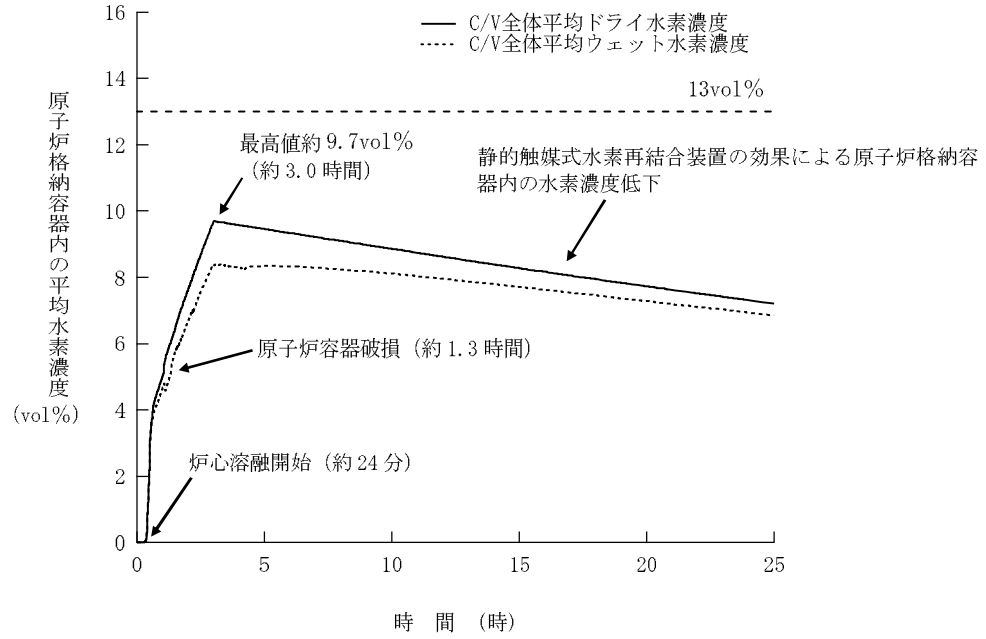
第1.15-416図　原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移(MAAPコード)



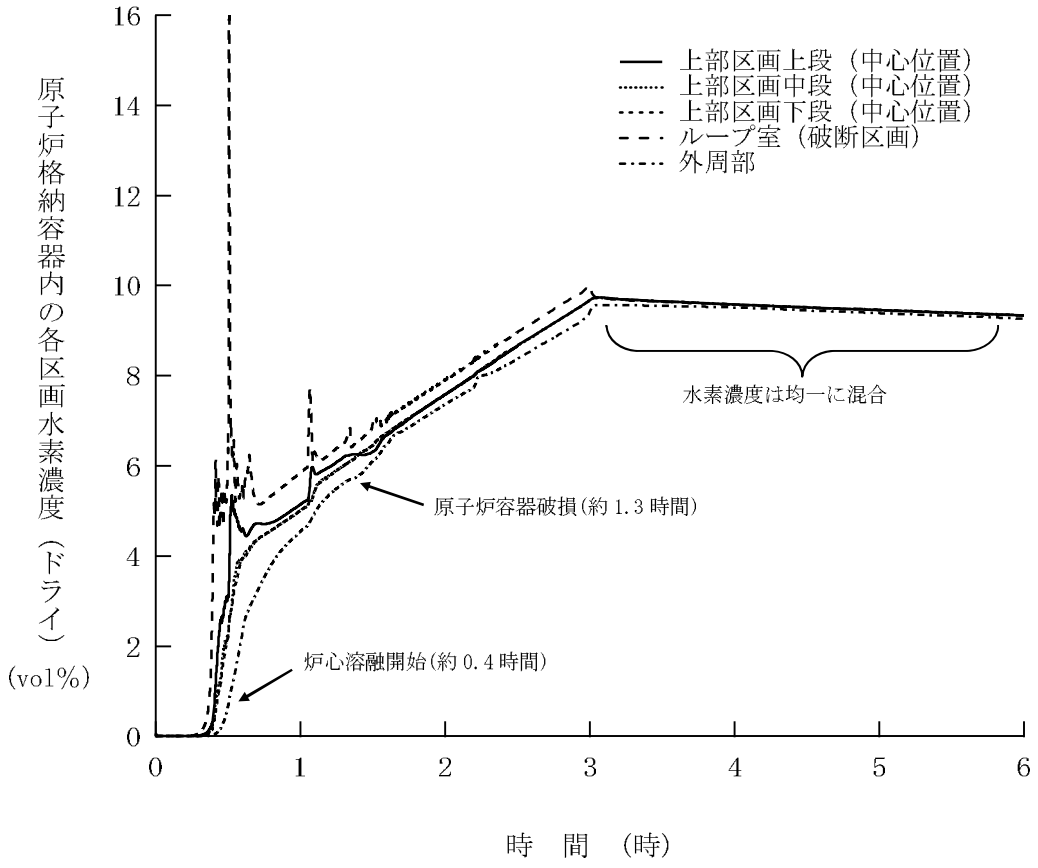
第1.15-417図　燃料最高温度の推移



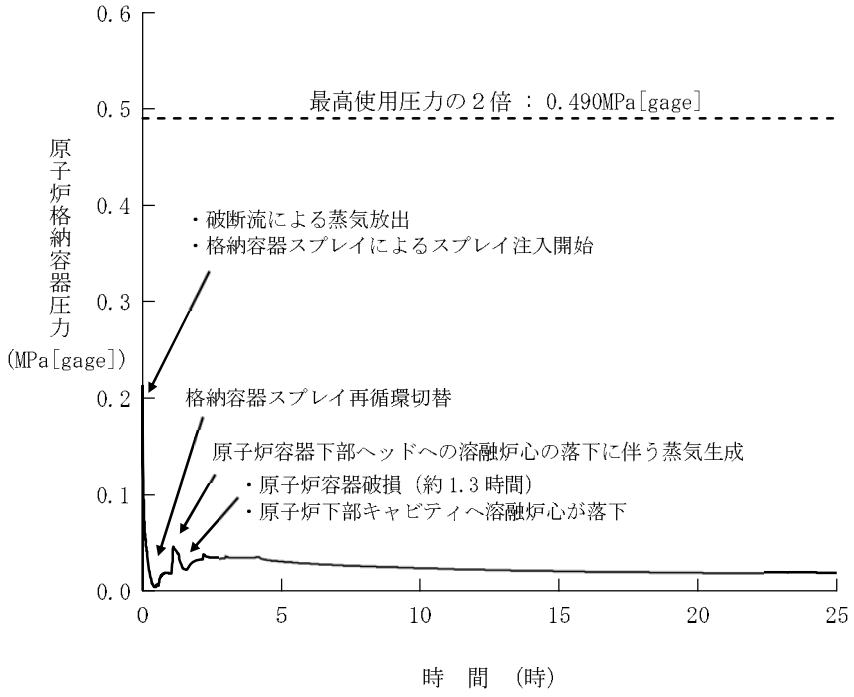
第1.15-418図　ジルコニウム－水反応割合の推移



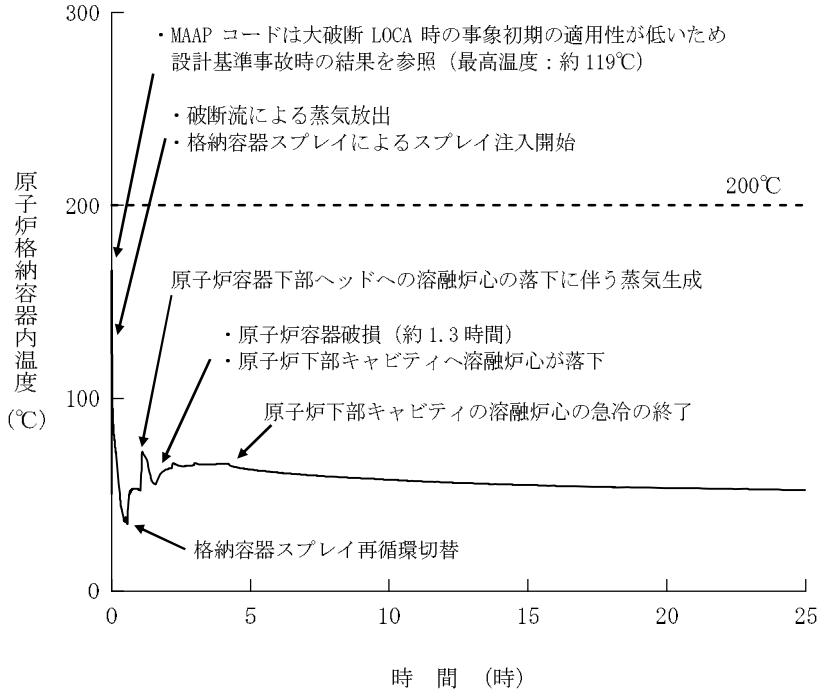
第1.15-419図　原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移(GOTHICコード)



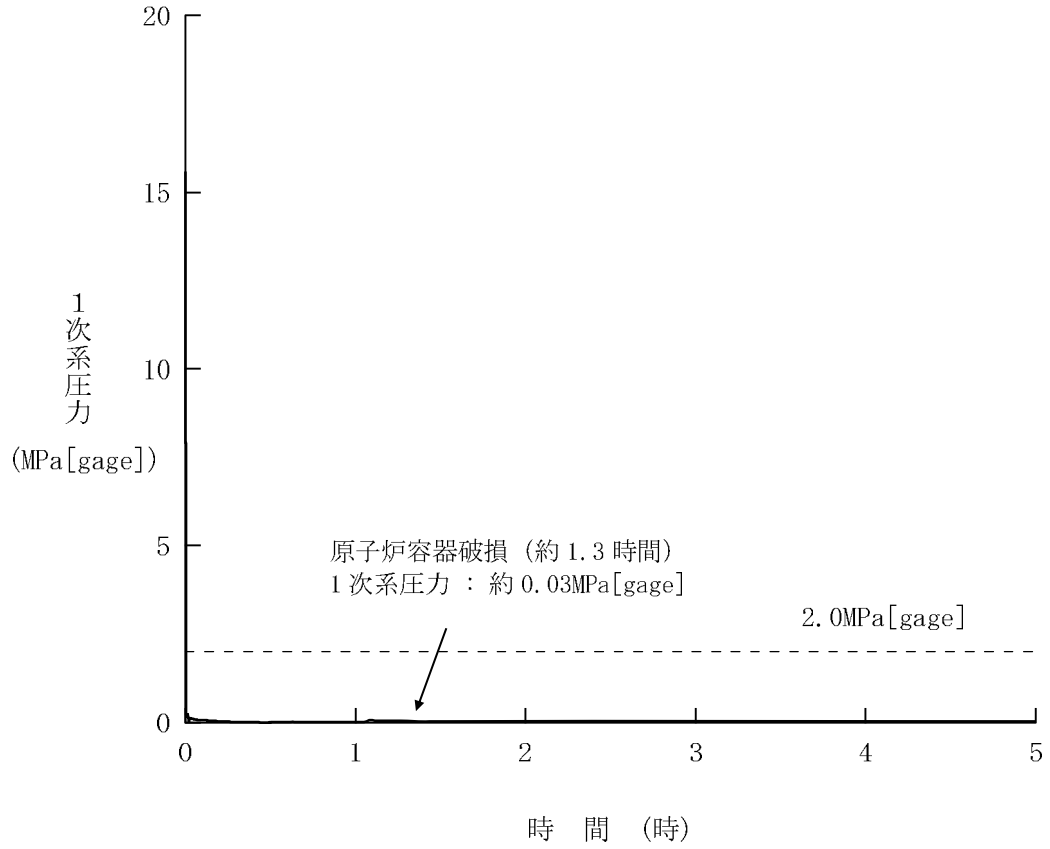
第1.15-420図　原子炉格納容器内の各区画水素濃度(ドライ)の推移
(GOTHICコード)



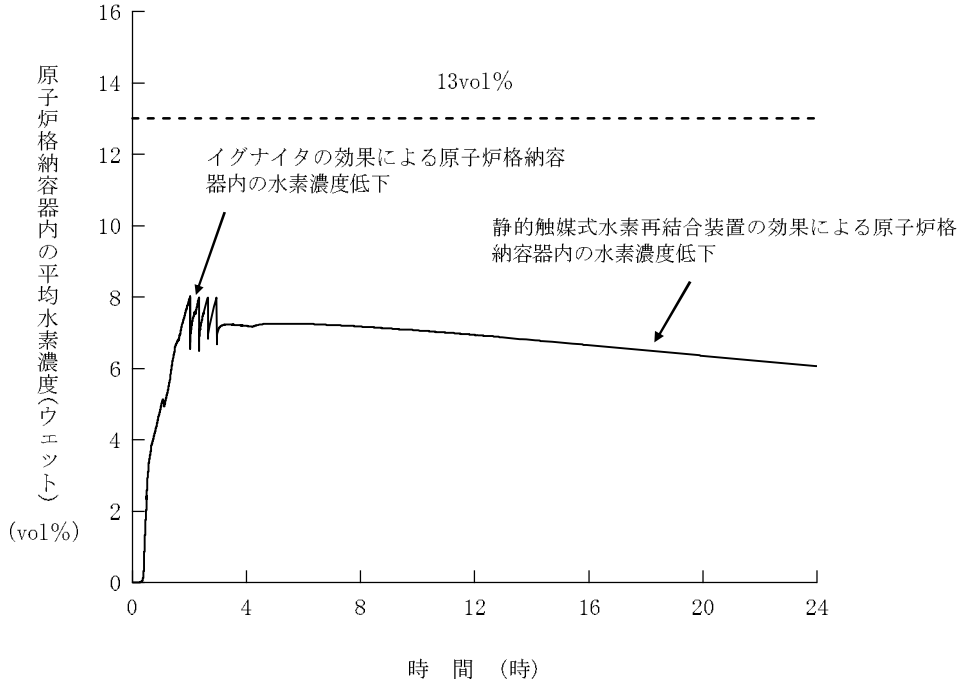
第1.15-421図　原子炉格納容器圧力の推移



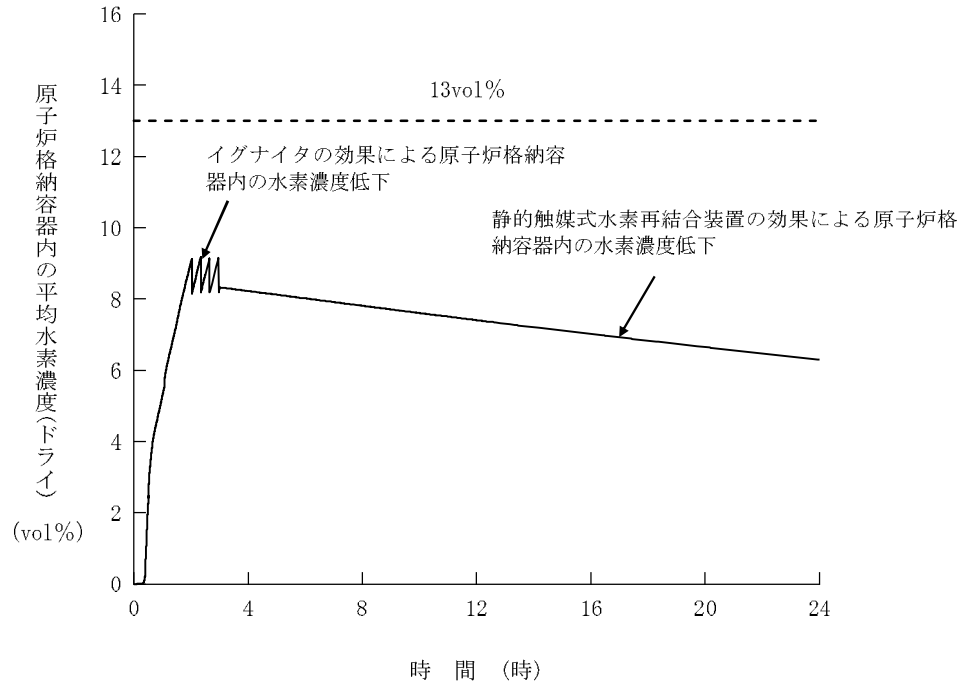
第1.15-422図　原子炉格納容器内温度の推移



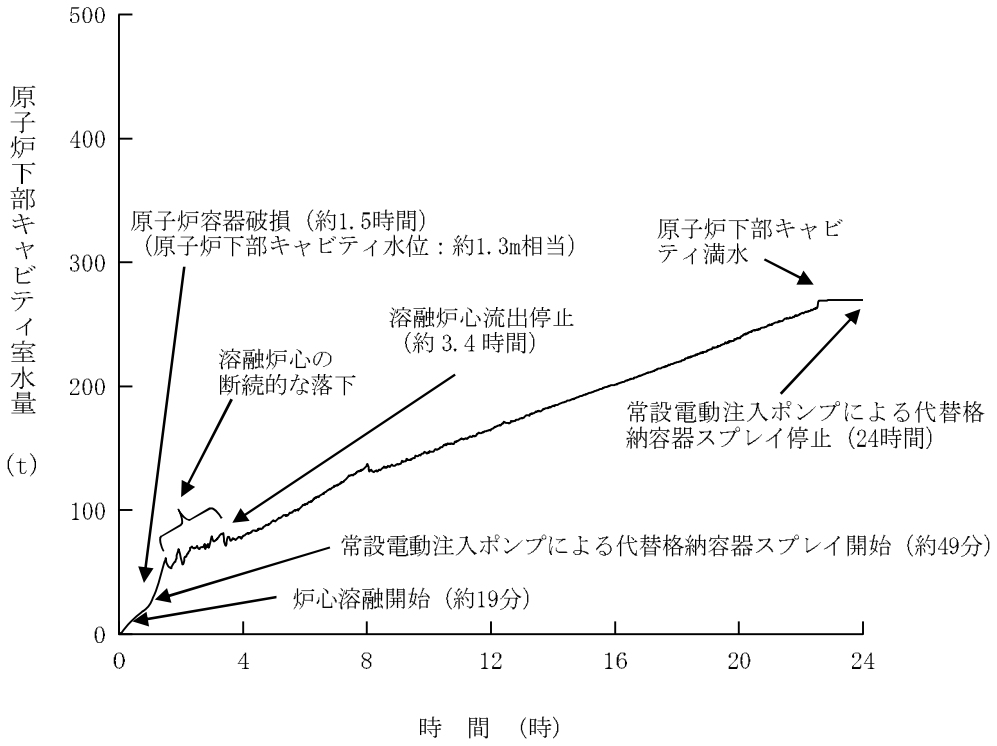
第1.15-423図　1次系圧力の推移



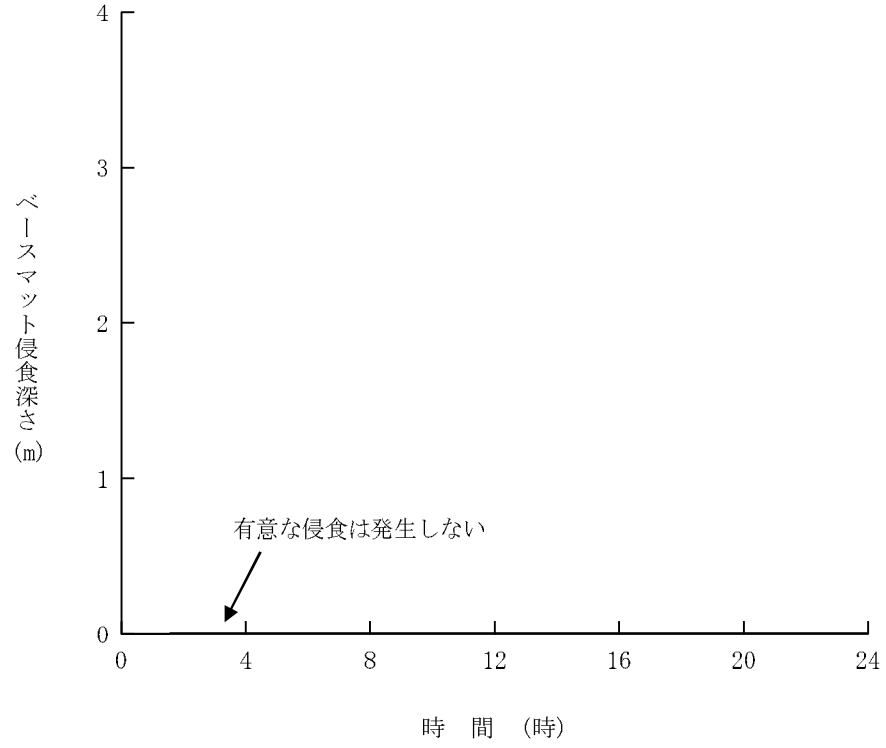
第1.15-424図　原子炉格納容器内の平均水素濃度(ウェット)の推移
(イグナイタの効果に期待する場合)



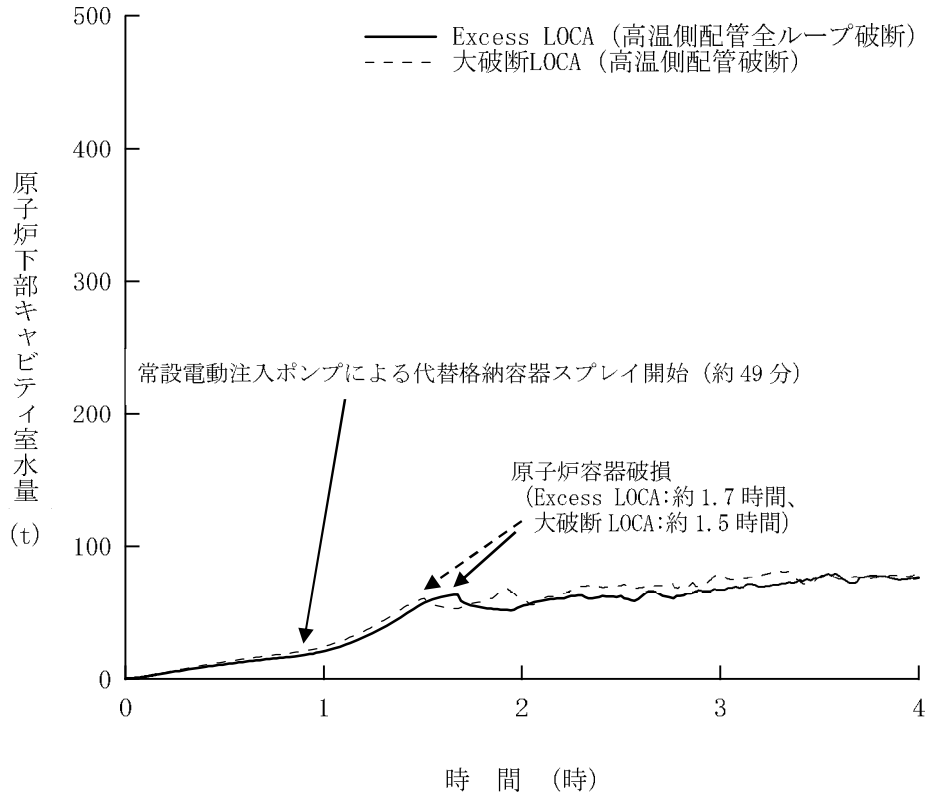
第1.15-425図　原子炉格納容器内の平均水素濃度(ドライ)の推移
(イグナイタの効果に期待する場合)



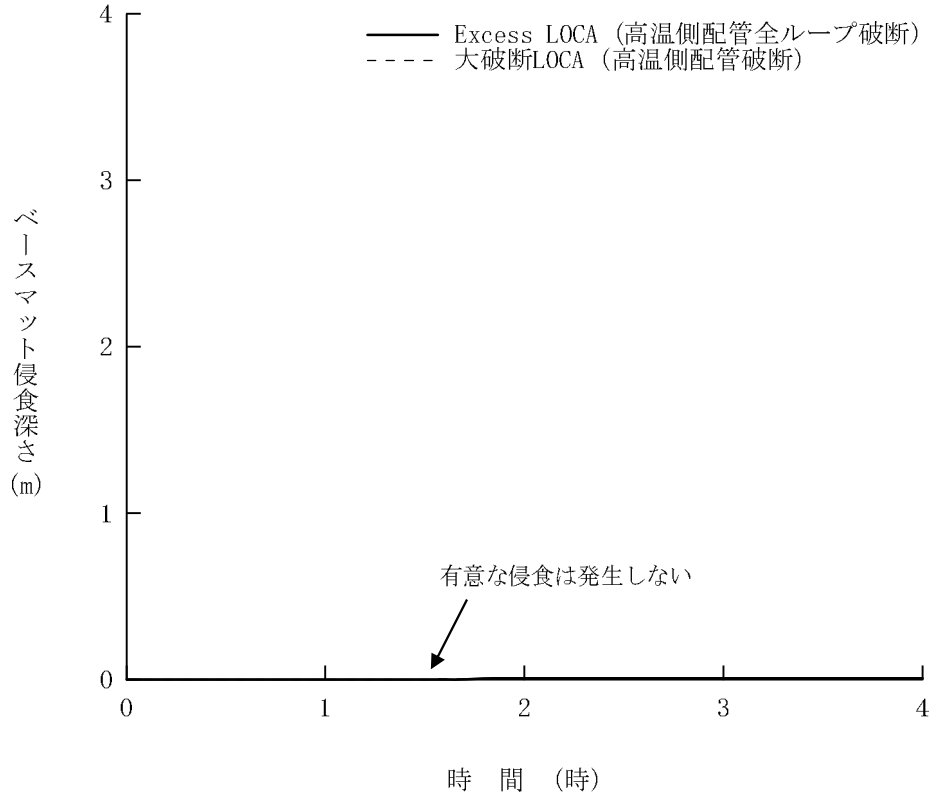
第1.15-426図　原子炉下部キャビティ室水量の推移



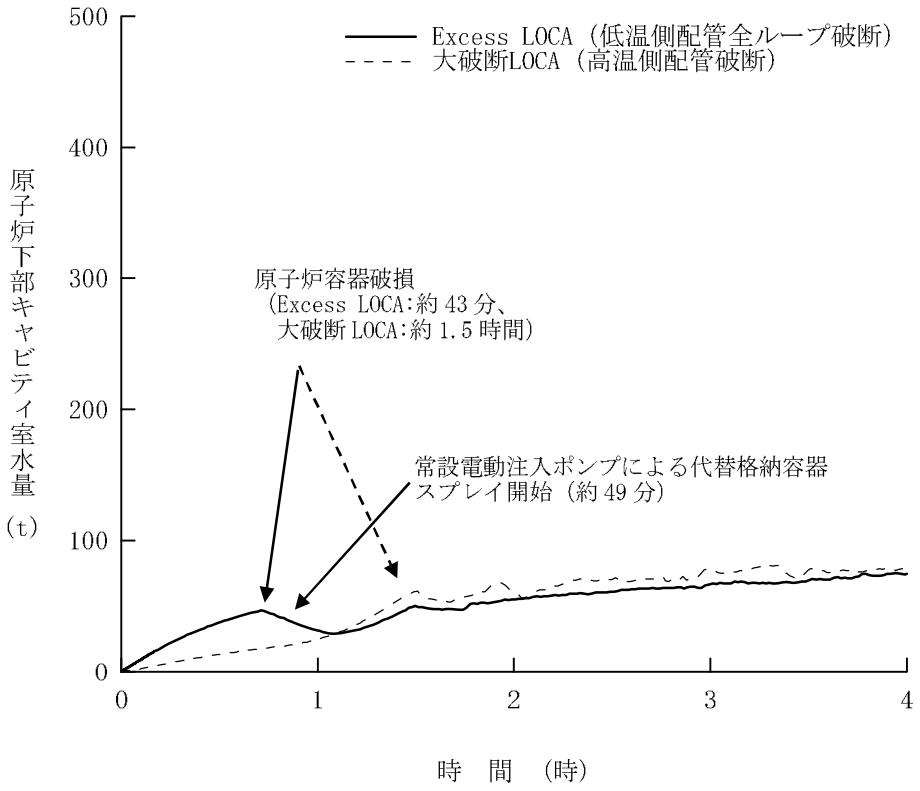
第1.15-427図　ベースマット侵食深さの推移



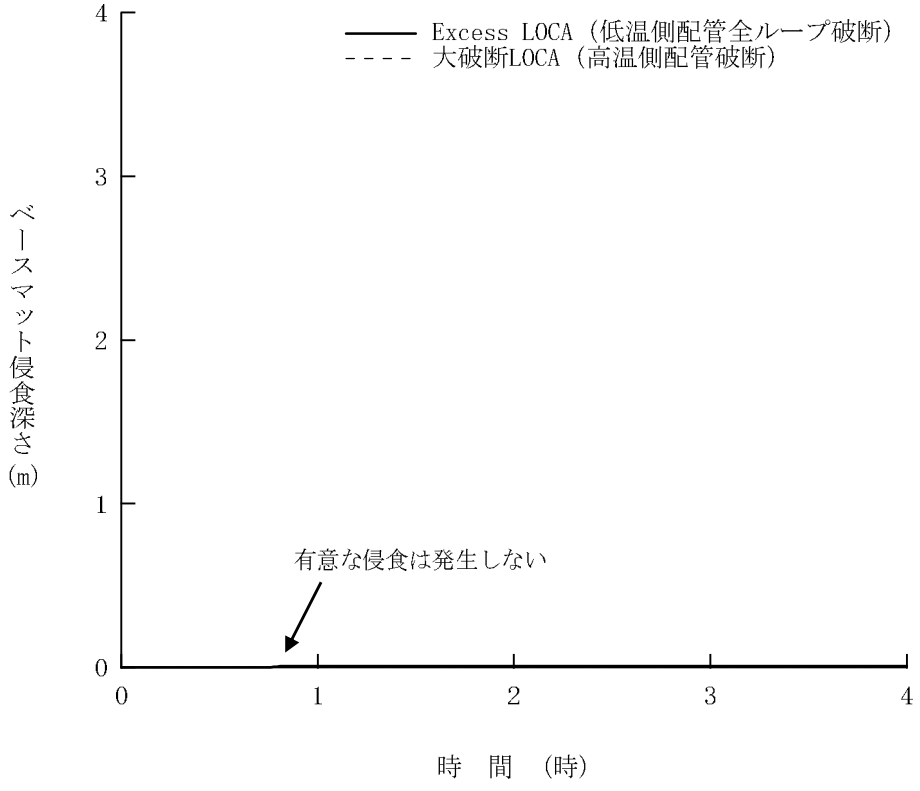
第1.15-428図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
（高温側配管全ループ破断時の影響確認）



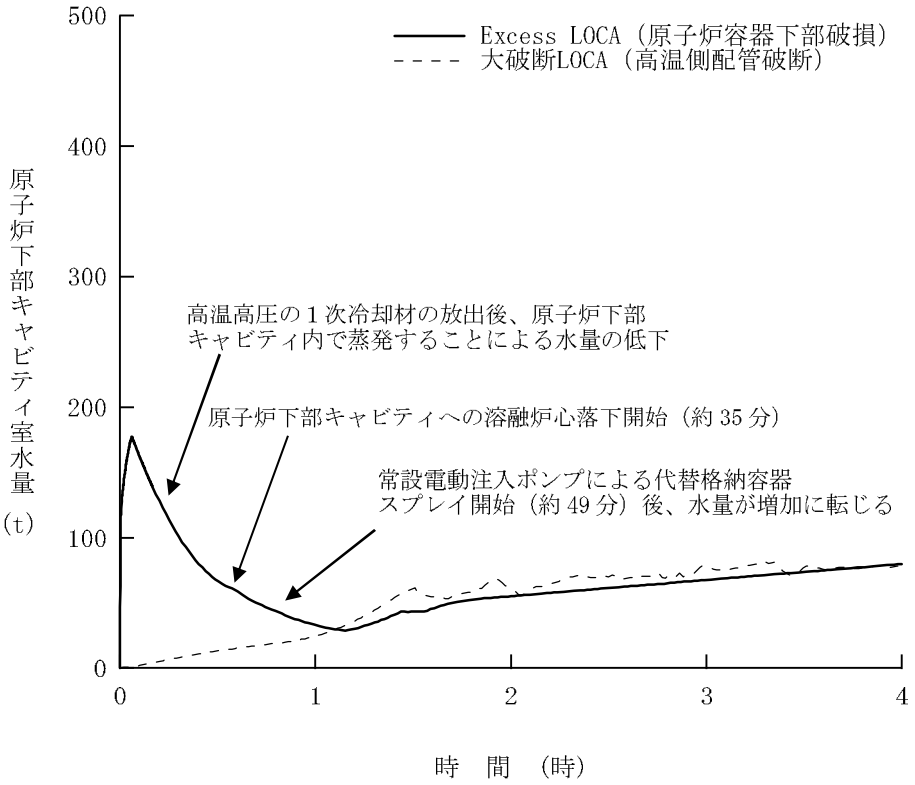
第1.15-429図　ベースマット侵食深さの推移
（高温側配管全ループ破断時の影響確認）



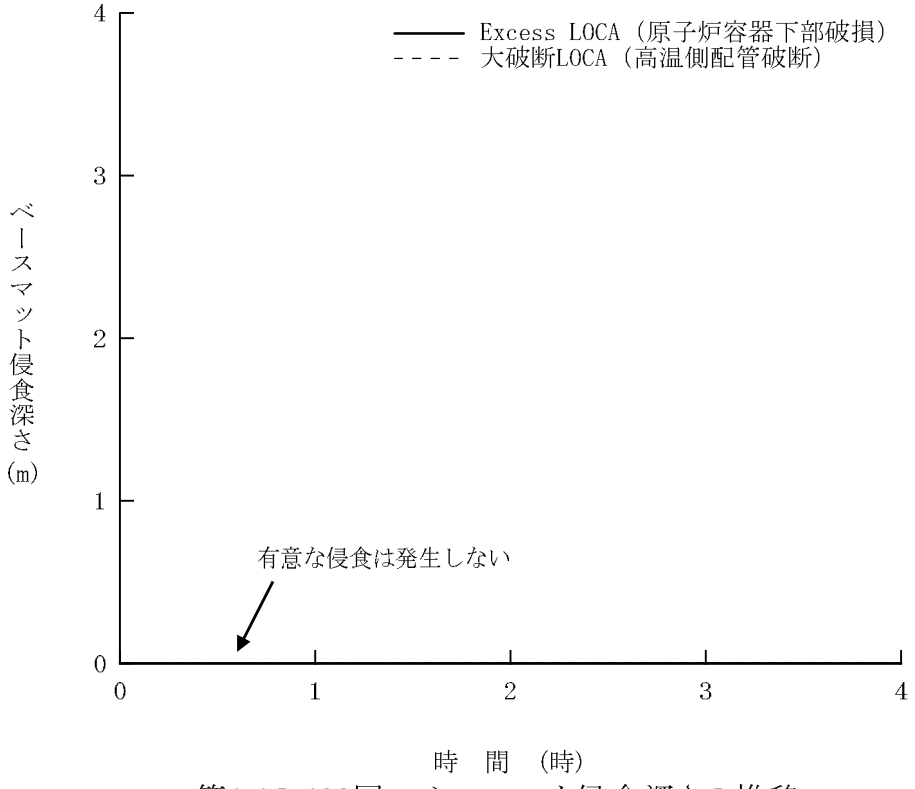
第1.15-430図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
（低温側配管全ループ破断時の影響確認）



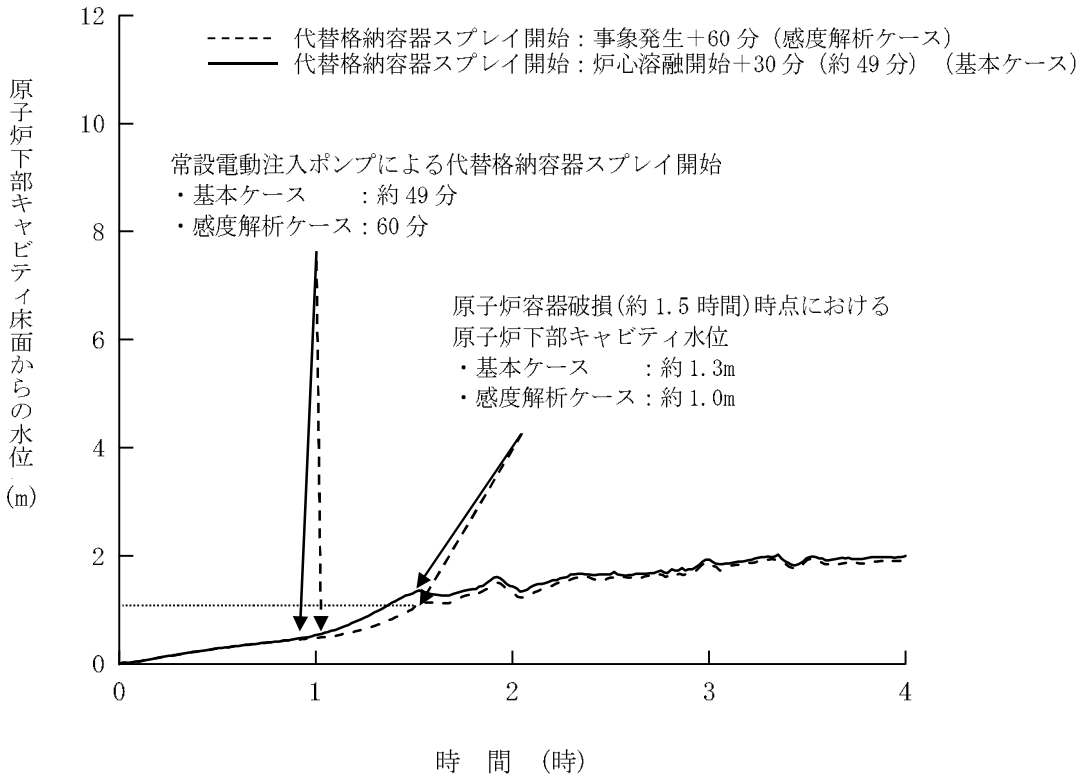
第1.15-431図　ベースマット侵食深さの推移
（低温側配管全ループ破断時の影響確認）



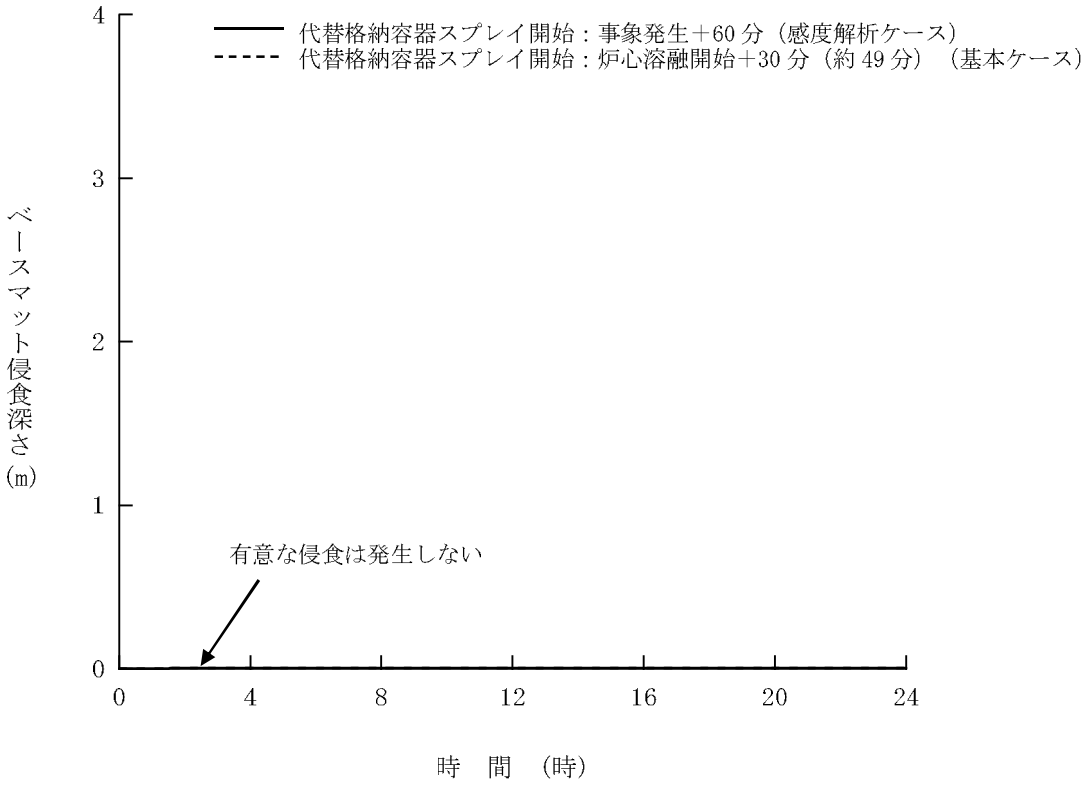
第1.15-432図　原子炉下部キャビティ室水量の推移
（原子炉容器下端における破損時の影響確認）



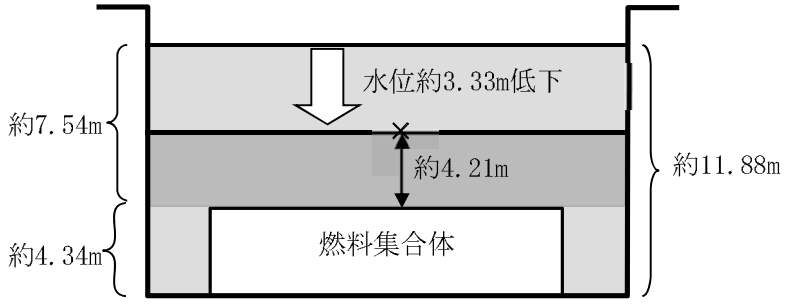
第1.15-433図　ベースマット侵食深さの推移
（原子炉容器下端における破損時の影響確認）



第1.15-434図　原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



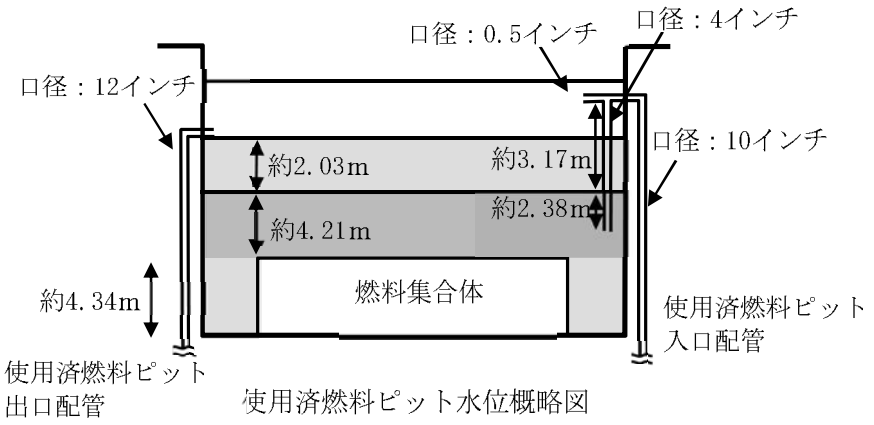
第1.15-435図　ベースマット侵食深さの推移
（代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認）



使用済燃料ピット水位概略図

	評　価　結　果
①　3.3m分の評価水量（m^3）	－
Aピット	約308.5m^3
Bピット	約308.5m^3
計	約617m^3
②　崩壊熱による保有蒸散量	約14.14m^3／h
③　3.3m水位低下時間（①／②）	約1.8日間
④　水温100℃までの時間	約14時間
合計（③＋④）	約2.4日間

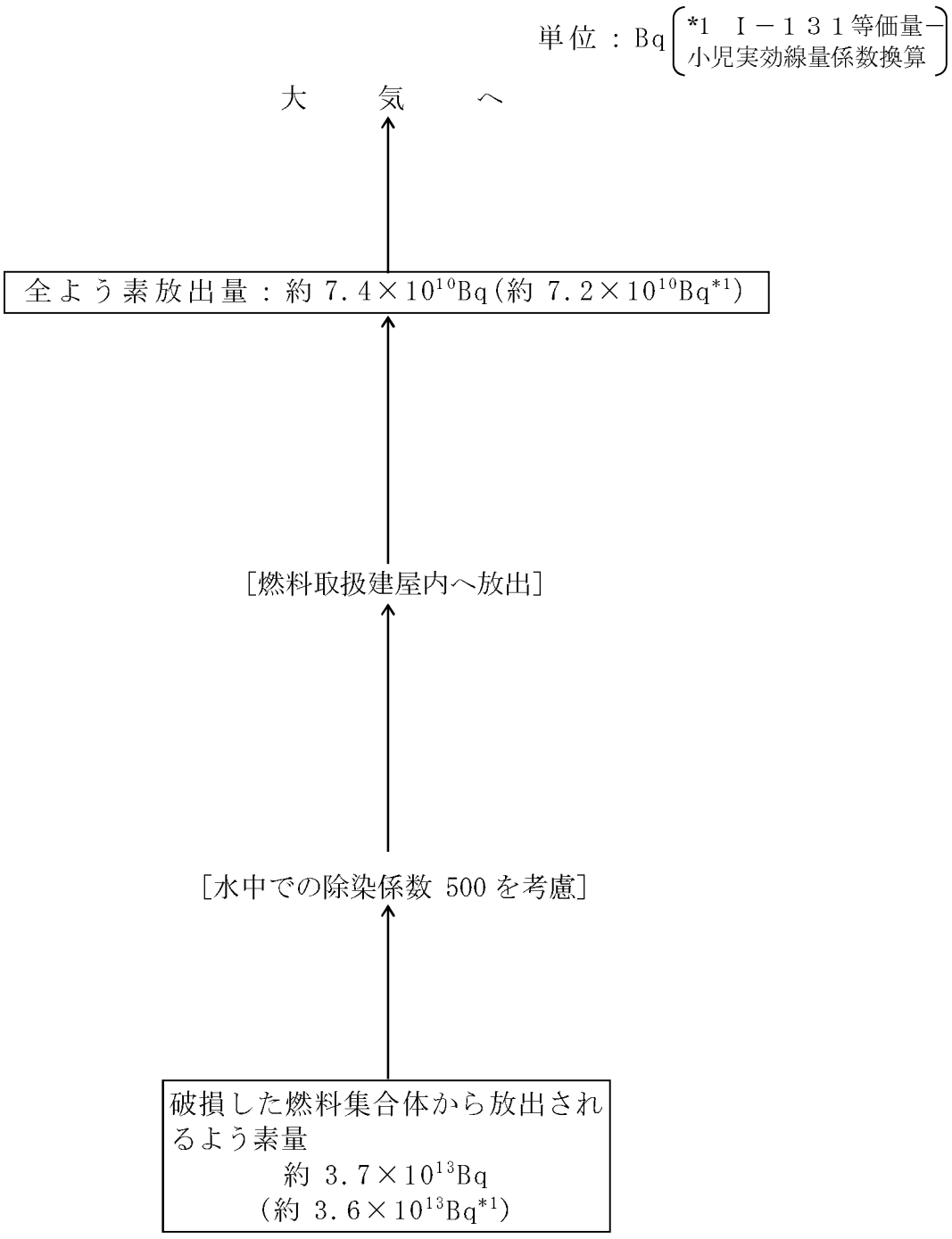
第1.15-436図　使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



使用済燃料ピット水位概略図

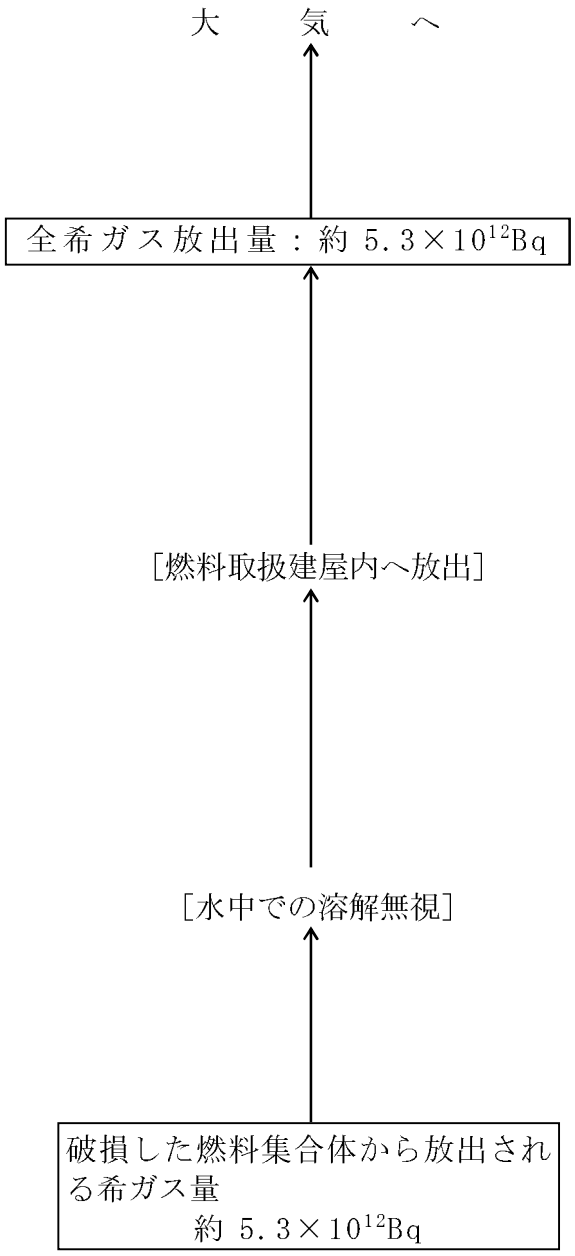
	評　価　結　果
①　2.0m分の評価水量（m^3）	－
Aピット	約187.0m^3
Bピット	約187.0m^3
計	約374m^3
②　崩壊熱による保有蒸散量	約14.14m^3／h
③　2.0m水位低下時間（①／②）	約1.1日間
④　水温100℃までの時間	約12時間
合計（③＋④）	約1.6日間

第1.15-437図　使用済燃料ピット水位低下時間評価結果



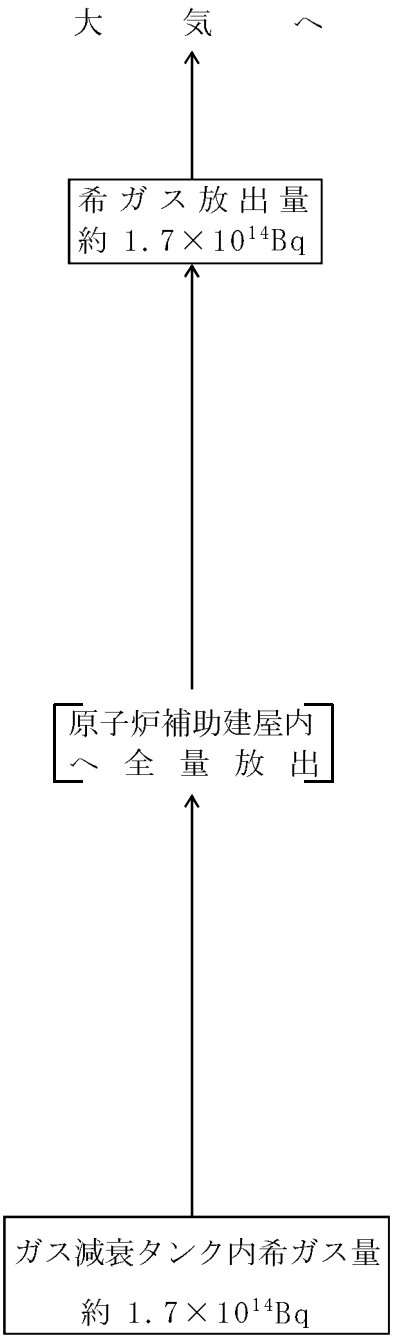
第1.15-438図　燃料集合体の落下時のよう素の大気放出過程

単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV 換算）



第1.15-439図　燃料集合体の落下時の希ガスの大気放出過程

単位：Bq（γ線エネルギ 0.5MeV換算）



第1.15-440図　放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスの大気放出過程