

位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETIS の試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 7.4.1.8 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.0m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.4.1.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1 次冷却材の蒸散率は低下し、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している

炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

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

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

アキュムレータによる炉心注水は、第 7.4.1.3 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、第 7.4.1.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、第

7.4.1.13 図及び第 7.4.1.14 図に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約 105 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで約 45 分の操作時間余裕があることを確認した。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.1.15 図に示すとおり、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約 195 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで約 105 分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.4.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「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）」において、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1 号炉及び

2号炉については「7.4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり44名（召集要員4名含む。）、3号炉及び4号炉については44名（召集要員4名含む。）であり、合計87名（全体指揮者1名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員128名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

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

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

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水については、事象発生時の約67.7時間後までの注水継続が可能であり、この間に格納容器サンプルBを水源とした代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約327.6klの重油が必要となる。

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

空冷式非常用発電装置を用いた恒設代替低圧注水ポンプへの電源供給については、事故発生直後から約68時間後までの運転を想

定して、約 6.8kl の重油が必要となる。

7 日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約 342.7kl となるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量(360kl)にて供給可能である。

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷として約 160kW 必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

7.4.1.5 結論

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）」では、原子炉の運転停止中に余熱除去系の故障等に伴い、余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い 1 次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。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）」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てん／高圧注入ポンプ、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水、長期対策として内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続する手段を整備している。

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」に対して、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん／高圧注入ポンプの機能喪失の重

畳を考慮し有効性評価を行った。

上記の場合においても、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することではなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により 1 次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、事故シーケンスグループ「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）」において、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「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）」に対して有効である。

第 7.4.1.1 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）」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
a. 余熱除去機能喪失の判断	・ 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クーラによる冷却不能を確認した場合は、余熱除去機能喪失と判断し、余熱除去機能の回復操作を実施する。	—	—	余熱除去クーラ出口流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
b. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
c. 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を継続する。	【 余 熱 除 去 ポ ン プ 】	—	—
d. 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。	—	—	—
e. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水	・ 炉心水位を回復させるため、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が期待できる場合は、優先して実施する。 ・ 空冷式非常用発電装置及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。	【 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 】	—	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） 燃料取替用水タンク水位 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 7.4.1.1 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）」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
f. 燃料取替用水タンクによる炉心注水	・ 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。	—	—	—
g. 炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保操作	・ 炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2 個目のアキュムレータ出口弁を開操作する。 ・ 恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1 次冷却系保有水量を維持すると共に、加圧器安全弁（3 個取外し中）からの蒸散により炉心崩壊熱を除去する。	アキュムレータ アキュムレータ出口弁 燃料取替用水タンク 恒設代替低圧注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	タンクローリー	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 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
h. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動	・ 格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]になれば、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アニュラス循環排気ファンを起動する。 ・ 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環排気ファン アニュラス循環排気フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 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 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.1 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）」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
i. 代替再循環運転による 1 次冷却系の冷却	・長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 ・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 26.9%到達及び格納容器サンプ B 広域水位計指示が 59%以上となれば、格納容器サンプ B から C、D 内部スプレポンプを経て B 内部スプレクーラで冷却した水を B 余熱除去系統及び B 格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯油そう C、D 内部スプレポンプ B 内部スプレクーラ 格納容器サンプ B 格納容器再循環サンプ スクリーン 代替再循環配管	タンクローリー	余熱除去クーラ出口流量 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 1 次冷却材低温側温度（広域） 1 次冷却材高温側温度（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 恒設代替低圧注水ポンプ 出口流量積算
j. 格納容器内自然対流冷却	・長期対策として、A 格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 ・原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて A、B 内部スプレポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。	A 格納容器循環冷暖房ユニット 1 次系冷却水ポンプ 1 次系冷却水クーラ 1 次系冷却水タンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯油そう A、B 内部スプレポンプ A 内部スプレクーラ 格納容器サンプ B 格納容器再循環サンプ スクリーン	窒素ポンベ（1 次系冷却水タンク加圧用）	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器広域圧力 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 1 次系冷却水タンク加圧ライン圧力 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.1.2 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）」の主要解析条件
（燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故）（1/2）

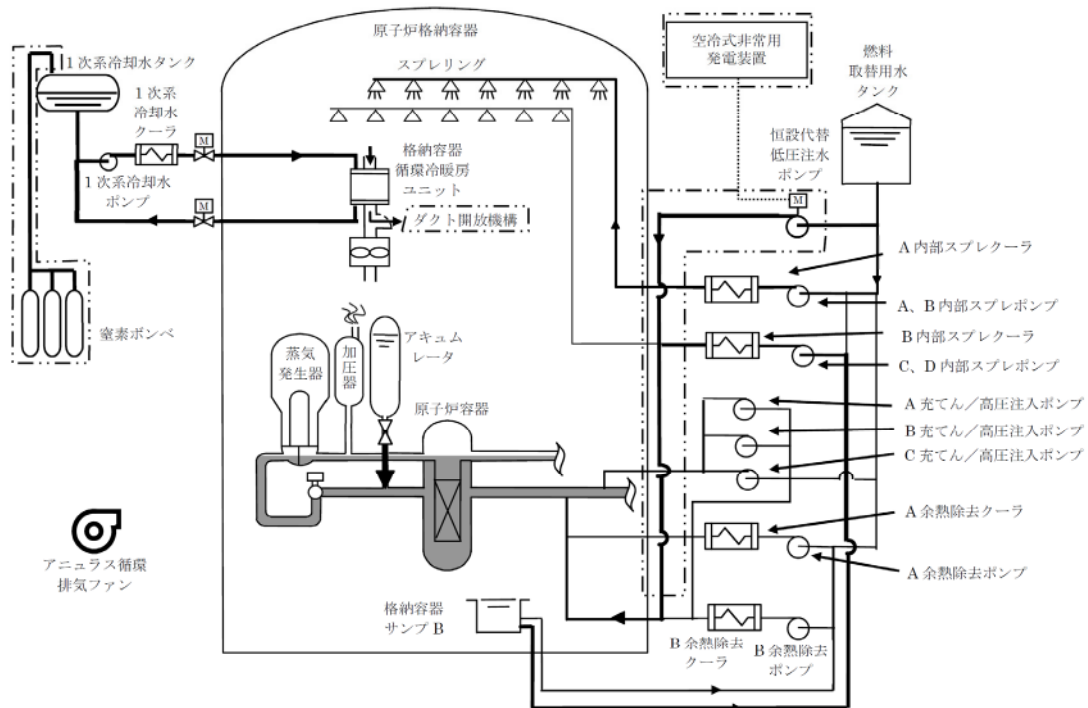
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M - R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするように、燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止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次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次冷却材圧力 （初期）	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次冷却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次冷却系の保有熱が大きくなり、1次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次冷却材水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	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みた水位として設定。ミッドループ運転時の水位が低いと1次冷却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	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	1次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し 加圧器ベント弁 1 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次冷却系の状態	2次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次冷却系保有水量の減少を早める観点から2次冷却系からの冷却は想定しない。

第 7.4.1.2 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）」の主要解析条件
（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）（2/2）

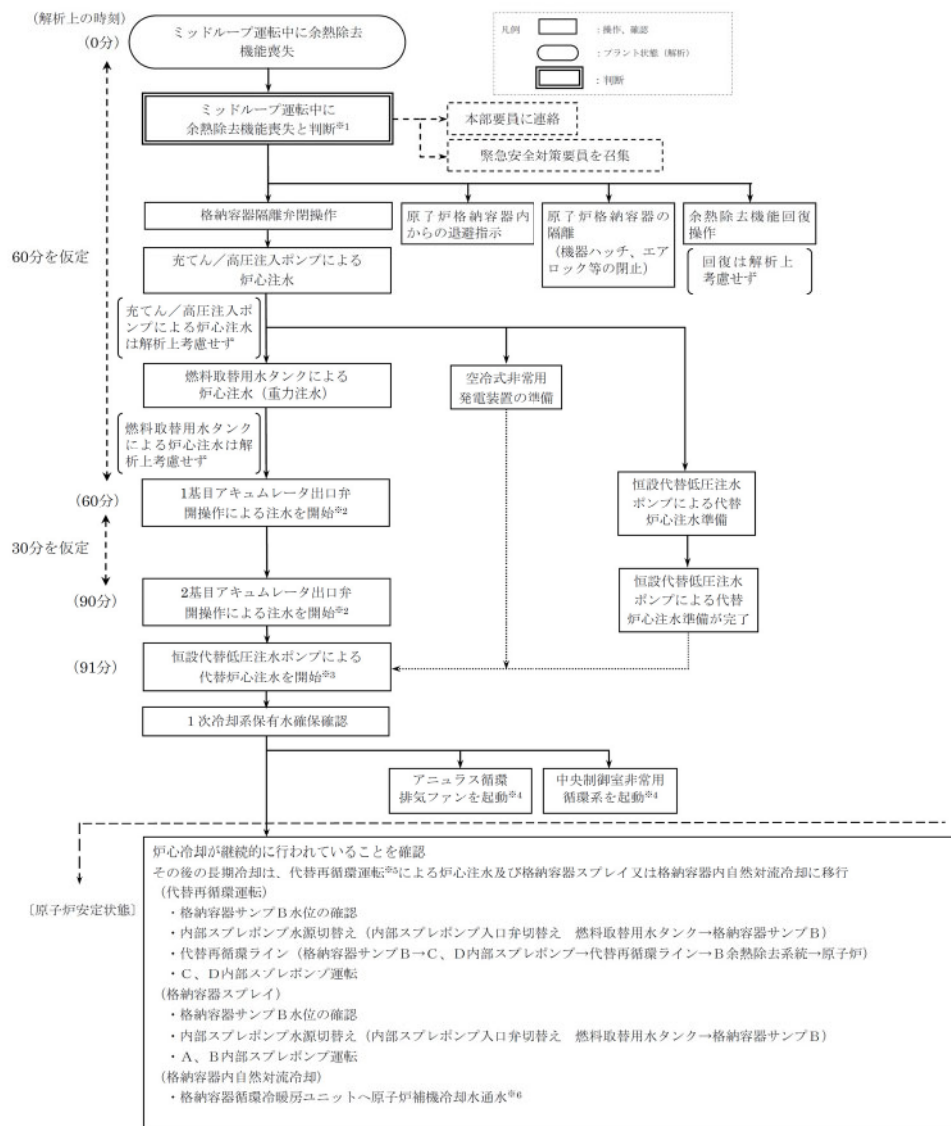
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	運転中の余熱除去機能喪失	余熱除去ポンプ 1 台での浄化運転中に、余熱除去ポンプの故障等により、運転中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。
	安全機能の喪失に対する仮定	待機中の余熱除去機能喪失 充てん／高圧注入機能喪失	運転中の余熱除去系の機能喪失後に待機中の余熱除去系が機能喪失するものとして設定。また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプの有効性を確認するため、充てん／高圧注入系が機能喪失するものとして設定。
	外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、ディーゼル発電機によりアニュラス循環排気ファンの運転が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。
重大事故等対策に関する機器条件	アキュムレータ保持圧力	1.0MPa[gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ (1 基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの 原子炉への注水流量	20m ³ /h	原子炉停止後 72 時間後を事象開始として恒設代替低圧注水ポンプの起動時間 91 分時点における崩壊熱による蒸散量約 19.7m ³ /h を上回る値として設定。
重大事故等対策に関する操作条件	アキュムレータ 炉心注水操作(*)	1 基目：事象発生 の 60 分後 2 基目：事象発生 の 90 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アキュムレータによる炉心注水操作に 1 基目は計 60 分、2 基目は 90 分を想定して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプ 起動	2 基目のアキュムレータの 炉心注水完了後 (事象発生 の 91 分後)	運転員等操作時間として、事象発生 の検知及び判断、空冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、かつ、2 基目のアキュムレータの注水後の時間として設定。

*：定期検査中の保修対象となる場合を考え、全 3 基のうち 1 基には期待しない。

----- 設計基準事故対処設備から追加した箇所



第 7.4.1.1 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）」の重大事故等対策の概略系統図



※1 : ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合 (余熱除去機能喪失を起因とするヒートシンク喪失。)

※2 : 実際の運転操作としては、1次冷却系水位の監視により水位低下が認められれば原子炉格納容器内からの退避完了及び格納容器機器ハッチ、格納容器エアロックの閉止を確認し、アキュムレータを注水する。

2基目のアキュムレータについては、水位計の動向並びに1次冷却材圧力及び温度にて判断し注水する。アキュムレータが定期検査時の作業対象となる場合を考慮、全3基のうち1基には期待しない。

※3 : 実際の操作では準備が完了し炉心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、20m³/hを下回らない流量とする。

※4 : 格納容器圧力計指示が21.1kPa[gage]になれば起動する。

※5 : 燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示が59%以上となれば、代替再循環運転に移行する。

※6 : 格納容器圧力計 (広域) 指示が115.2 kPa[gage]及び格納容器スプレイ不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、準備が完了すれば通水を開始する。

第 7.4.1.2 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)」の対応手順の概要
(「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)

必要な要員と作業項目					経過時間(分)													備考
					10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	110	120	130	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後移動してきた要員	手順の内容			60分 1基目アキュムレータ注水 90分 2基目アキュムレータ注水 91分 恒設代替低圧注水ポンプによる注水開始													
		1号	2号		▽ プラント状況判断													
状況判断	当直課長、当直主任	1	1	●号炉ごと 運転操作指揮														
	運転員A	1	1	●ミッドループ運転中に余熱除去機能喪失と判断 (中央制御室確認)	10分													
格納容器問題	運転員A	【1】	【1】	●原子炉格納容器内からの退避指示、格納容器機器ハッチの閉止依頼、 格納容器エアロックの閉止依頼 ●格納容器隔離弁開操作 (中央制御室操作)	5分	10分												
	格納容器内作業員	-	-	●原子炉格納容器内からの退避 ●点呼、報告 (現場操作)	10分	10分												
	出入監視員	-	-	●原子炉格納容器内からの退避確認、報告他 ●格納容器エアロック閉止 (現場操作)	25分	5分												
余熱除去系統機能回復操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	【1】	●余熱除去機能回復操作 (中央制御室操作)	5分	適宜実施												
	運転員C	1	1	●余熱除去機能回復操作 (現場操作)	15分	適時実施												
電源確保作業	緊急安全対策要員D	1	1	●空冷式非常用発電装置給油準備 (現場操作)						30分								
恒設代替低圧注水ポンプ起動操作	運転員A	【1】	【1】	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 ●恒設代替低圧注水ポンプ起動～注水開始 (中央制御室操作)						10分	5分							
	運転員C	【1】	【1】	●恒設代替低圧注水ポンプ起動準備 (現場操作)						12分								
高圧注水炉心注水操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	【1】	●充てん／高圧注水ポンプによる炉心注水操作 (中央制御室操作)						5分								
燃料取替用水タンク炉心注水操作 (解析上考慮せず)	運転員A	【1】	【1】	●燃料取替用水タンクによる炉心注水操作 (中央制御室操作)						5分								
空冷式非常用発電装置起動	運転員A	【1】	【1】	●空冷式非常用発電装置起動操作 (中央制御室操作)						10分								
アキュムレータ炉心注水操作	運転員C	【1】	【1】	●アキュムレータ出口弁開操作準備 (現場操作)						5分								
	運転員B	1	1	●アキュムレータ出口弁開操作 (中央制御室操作)						5分	5分							
破ばく低減操作	運転員A	【1】	【1】	●アンユラス循環排気ファン起動 ●中央制御室非常用循環系起動 (中央制御室操作)									適宜実施 ※1					
													適宜実施 ※1					
					※1: 格納容器圧力計指示が21.1kPa[caeq]になれば、破ばく低減対策としてアンユラス循環排気ファンを起動及び作業環境確保のため中央制御室非常用循環系を起動する。													

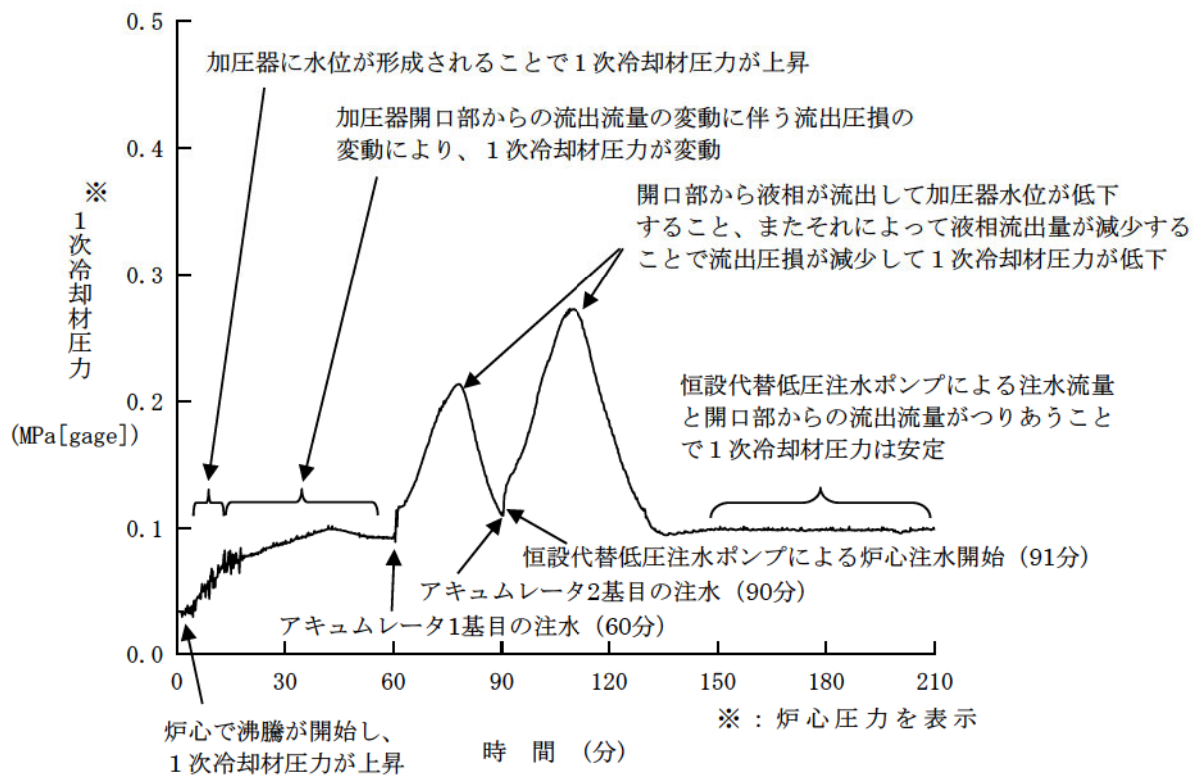
上記要員に加え、緊急時対策本部要員6名にて関係各所に通報連絡を行う。

なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

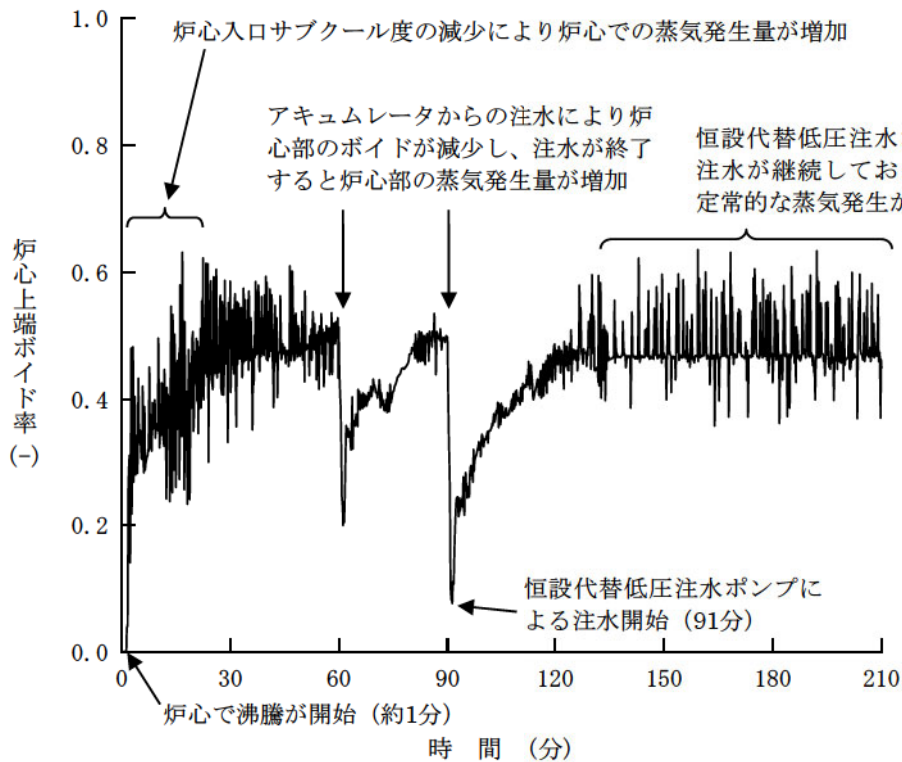
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間により算出。)

第 7.4.1.3 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）」の作業と所要時間（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）

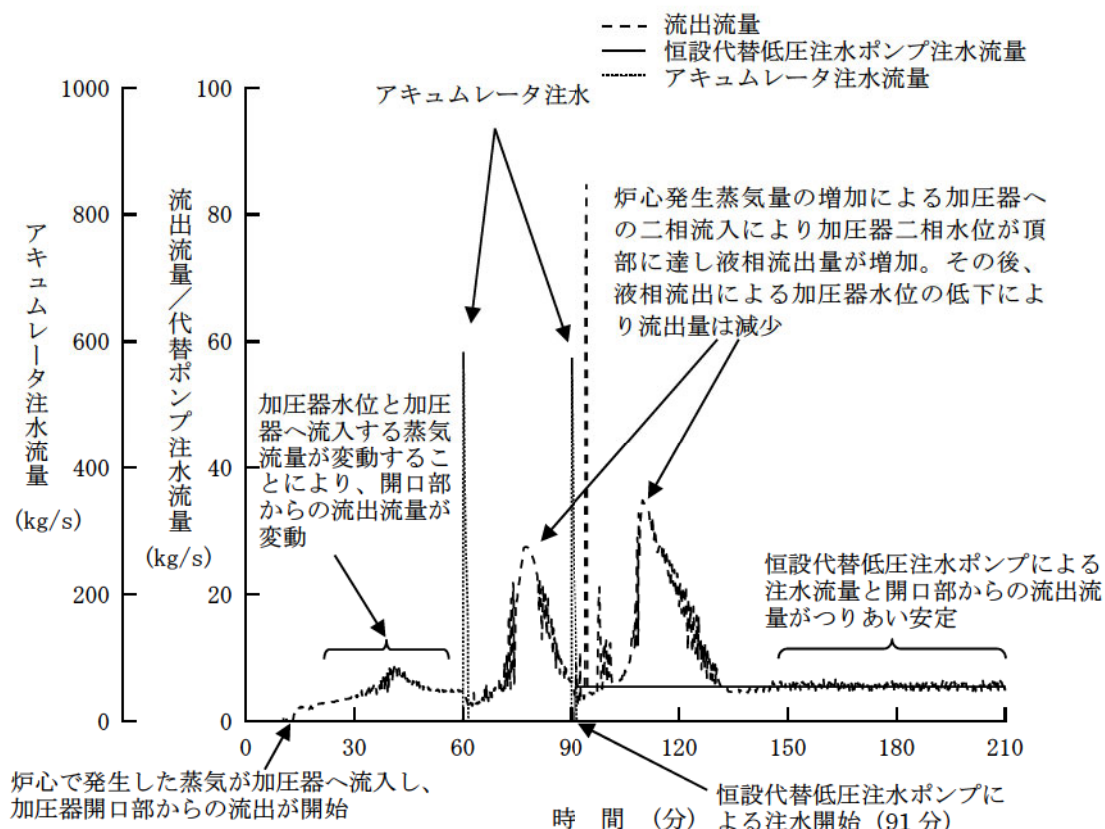
※1. 格納容器圧力計指示が2.1kPa(表値)になれば、破ばく低減対策としてアンユラス循環排気ファンを起動及び作業環境確保のため中央制御室非常用循環系を起動する。



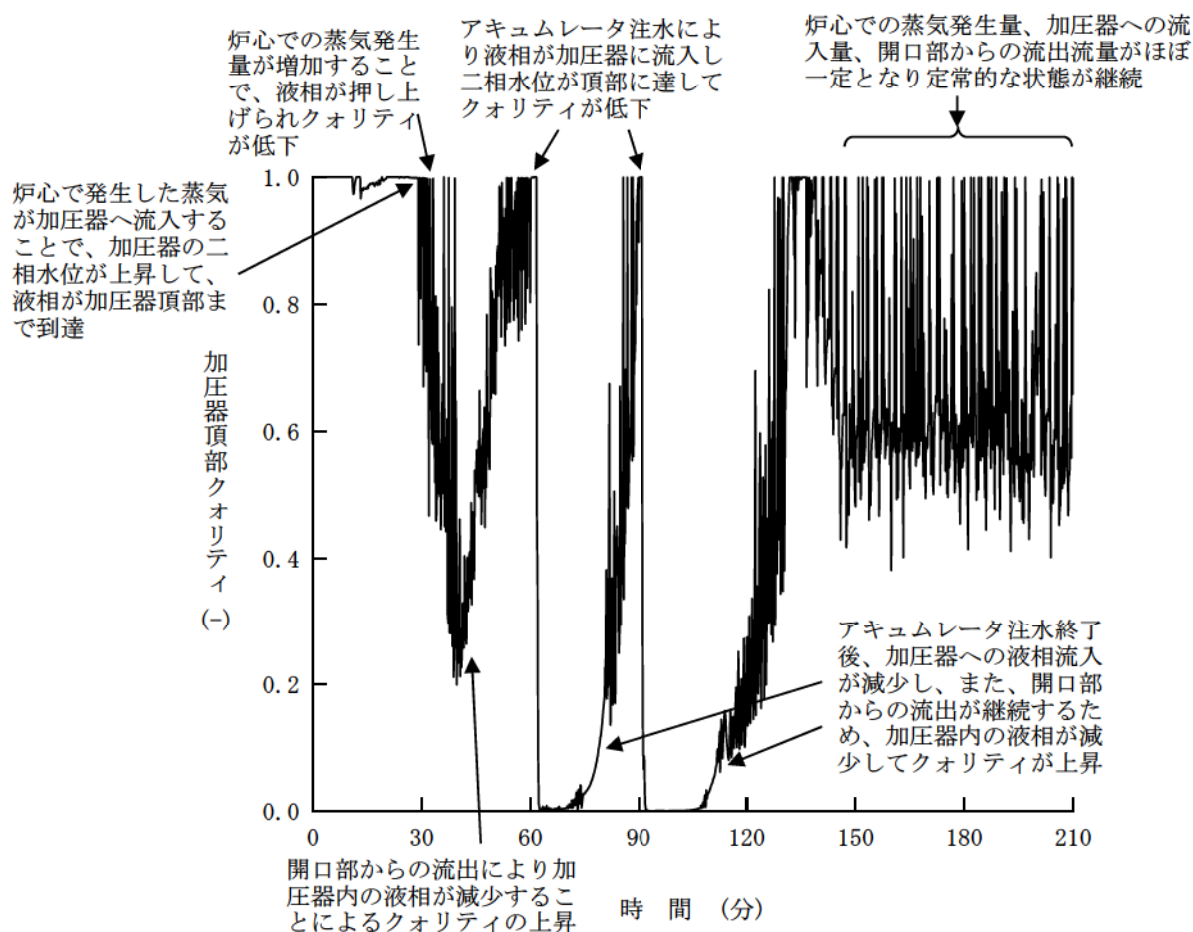
第 7.4.1.4 図 1 次冷却材圧力の推移



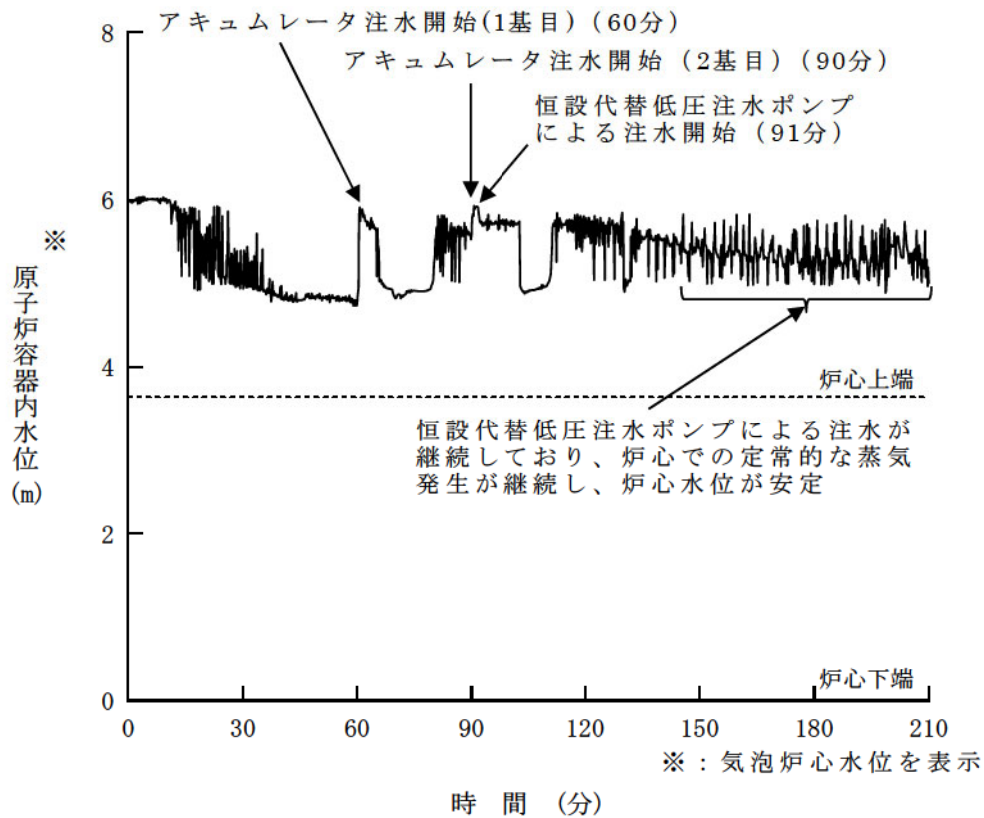
第 7.4.1.5 図 炉心上端ボイド率の推移



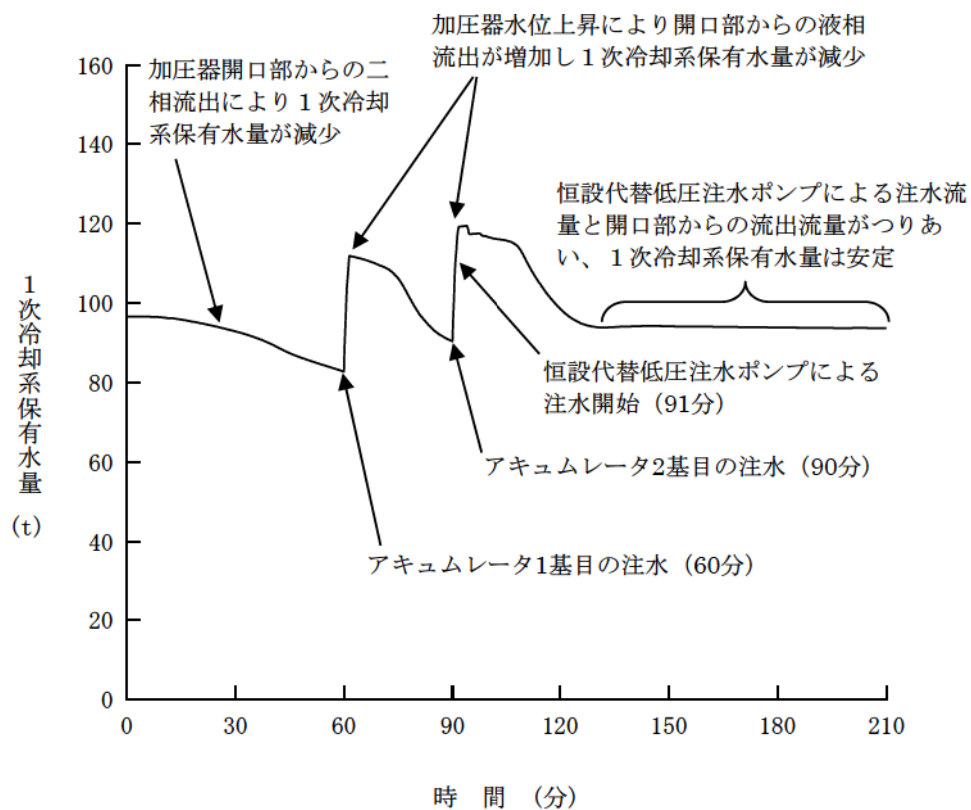
第 7.4.1.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



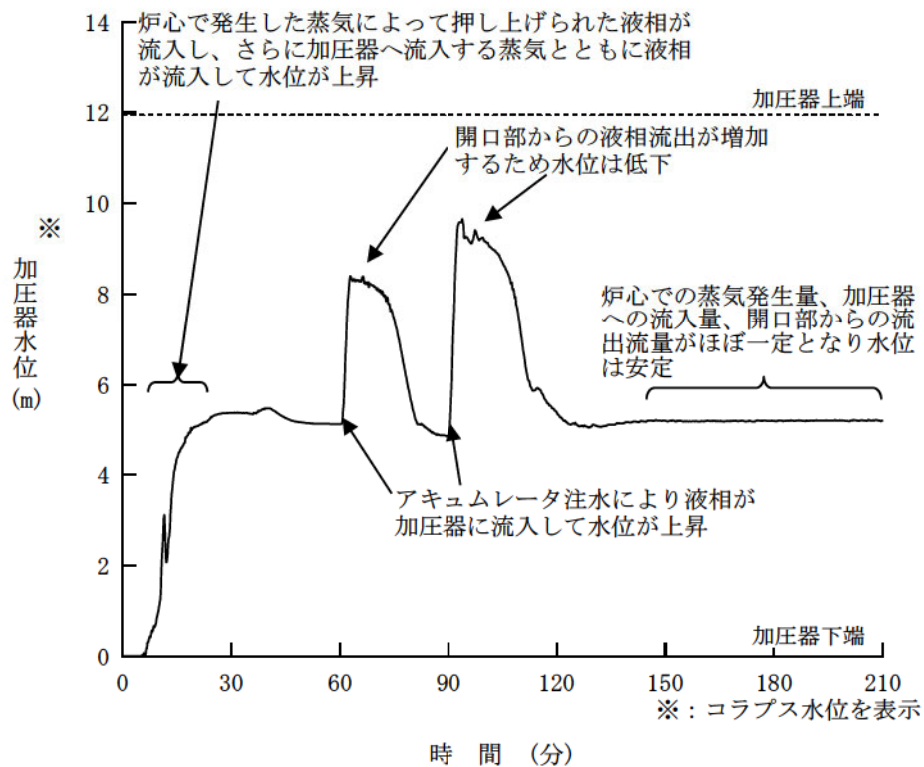
第 7.4.1.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



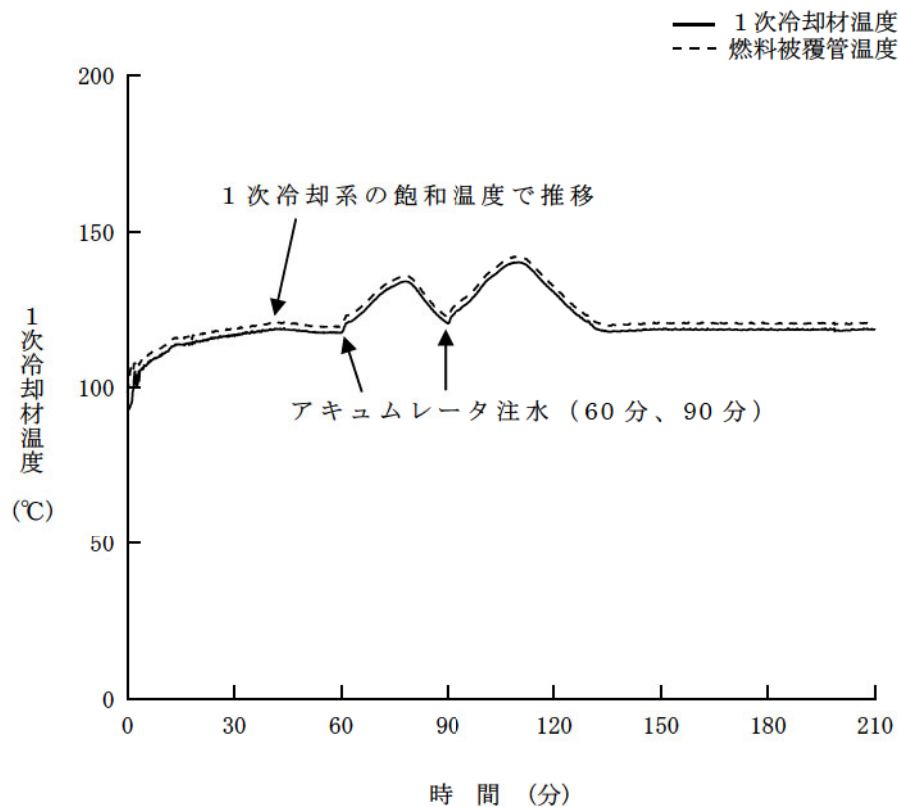
第 7.4.1.8 図 原子炉容器内水位の推移



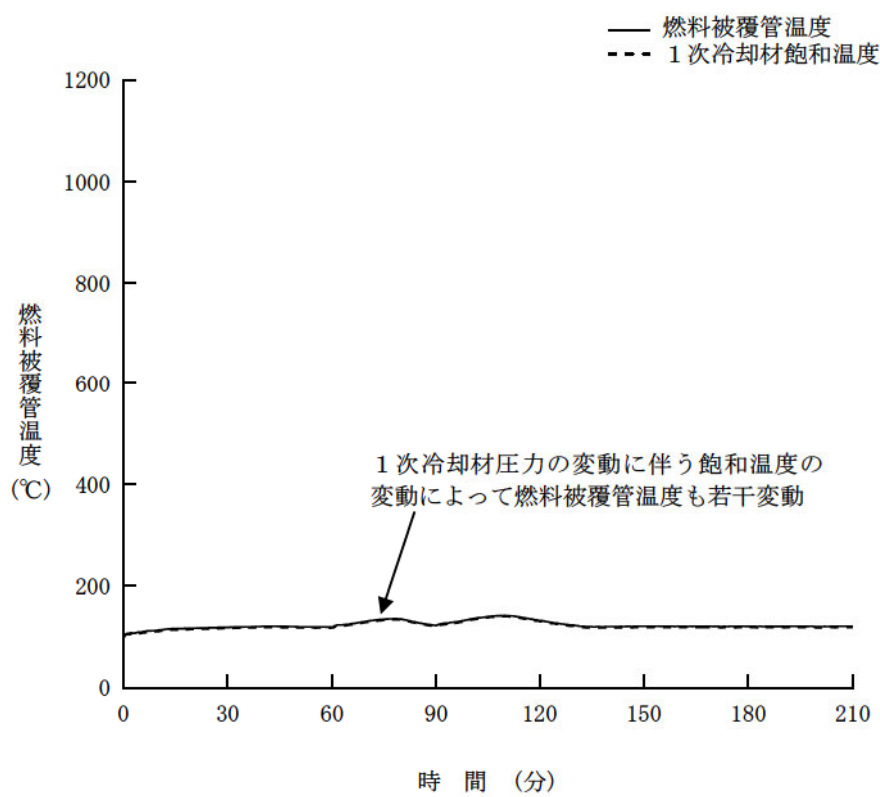
第 7.4.1.9 図 1次冷却系保有水量の推移



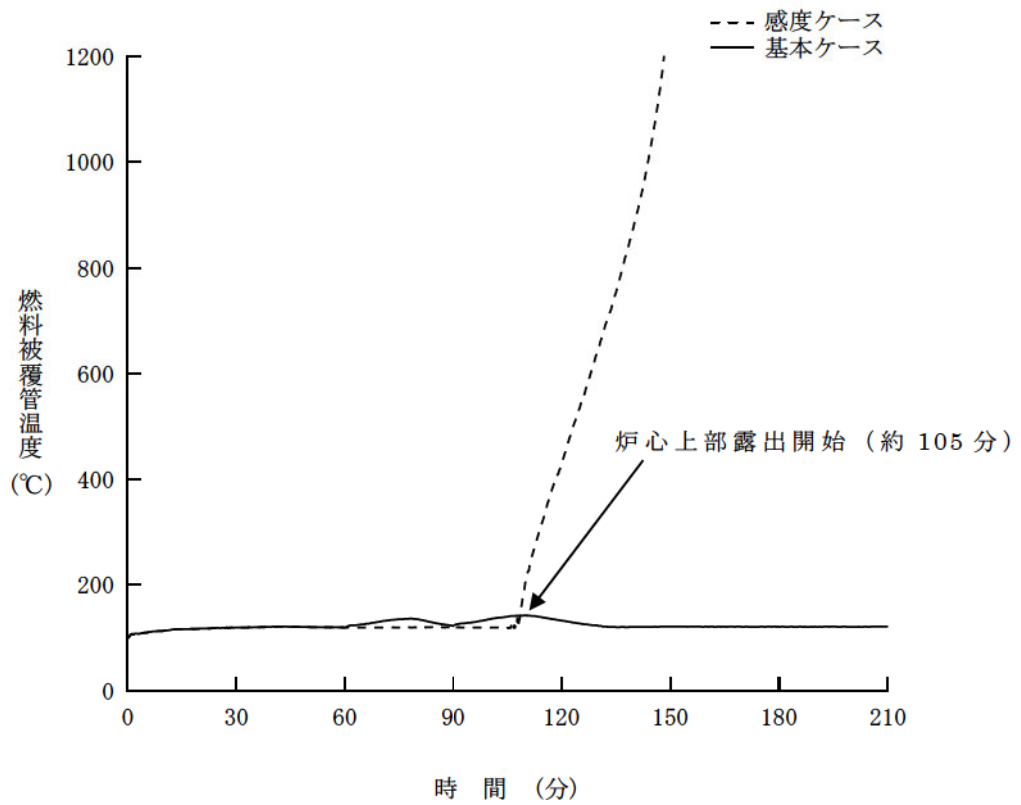
第 7.4.1.10 図 加圧器水位の推移



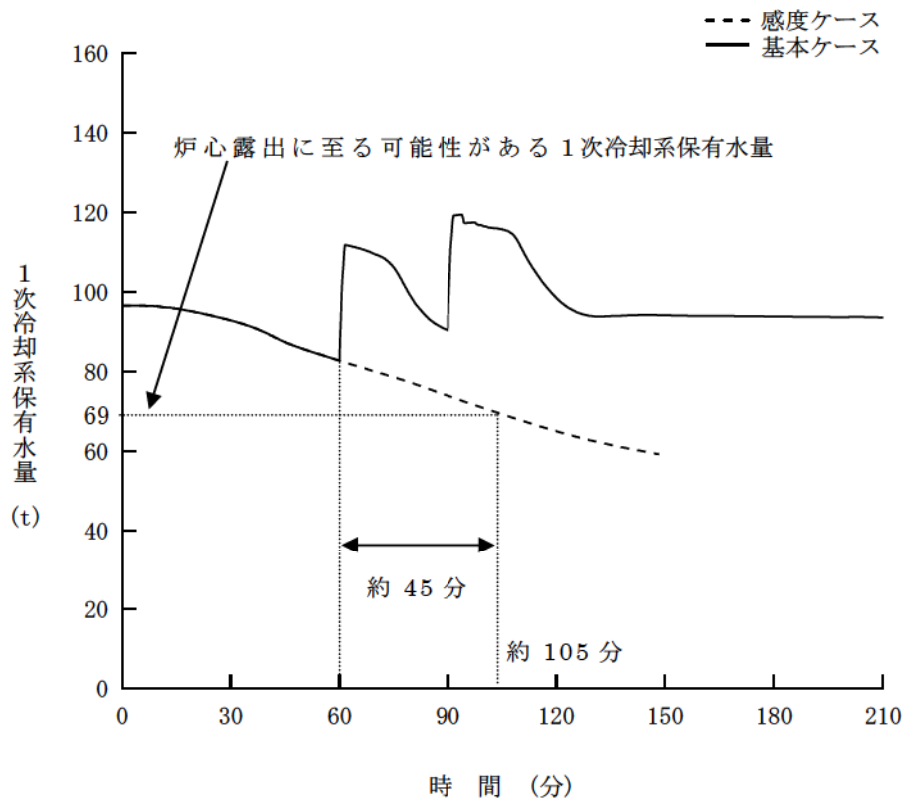
第 7.4.1.11 図 1次冷却材温度の推移



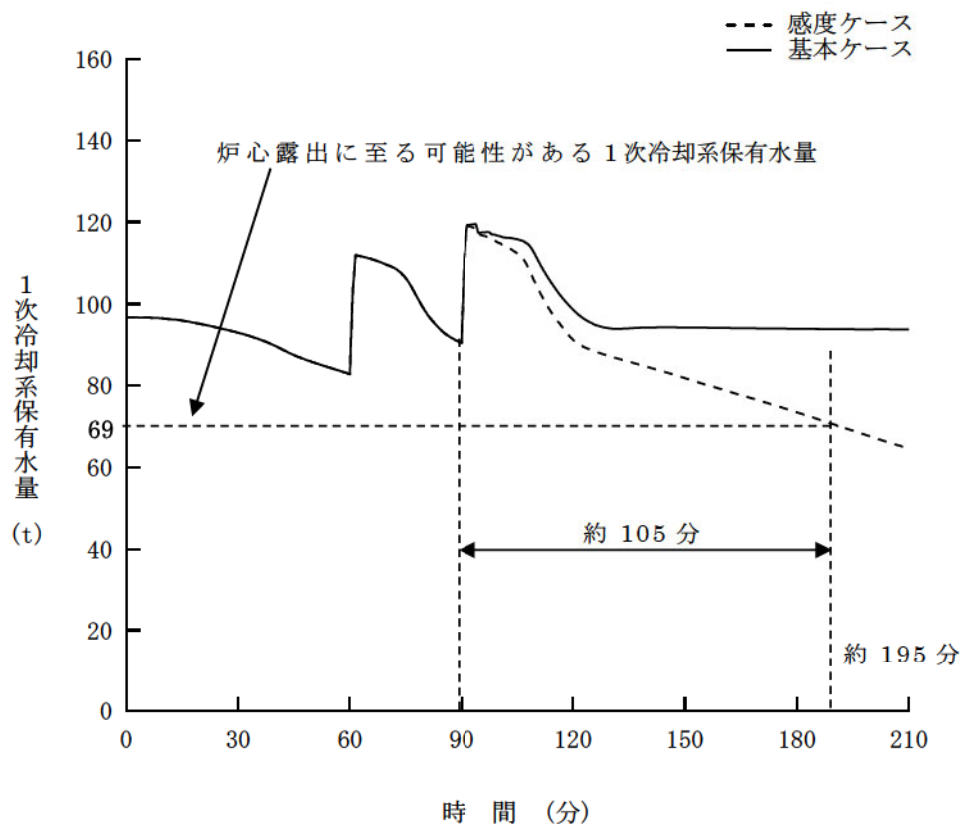
第 7.4.1.12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.1.13 図 燃料被覆管温度の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.1.14 図 1 次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.1.15 図 1 次冷却系保有水量の推移
(恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.4.2 全交流動力電源喪失

7.4.2.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

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

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉の運転停止中に送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統が機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプ、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、大容量ポンプを用いて余熱除去ポンプ及び格納容器循環冷暖房ユニットへ冷却水として海水を通水することで、余熱除去ポンプによる低圧代替再循環及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を

第 7.4.2.1 図に、対応手順の概要を第 7.4.2.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策の設備と手順の関係を第 7.4.2.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.2.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員、緊急時対策本部要員及び召集要員で構成され、合計 44 名である。その内訳は以下のとおりである。召集要員に期待しない事象発生 の 6 時間後までは、中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名、発電所構内に常駐している要員のうち、緊急安全対策要員が 24 名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。召集要員に期待する事象発生 の 6 時間後以降に必要な召集要員は 4 名である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.2.3 図に示す。

a. 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の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。

b. 早期の電源回復不能判断及び対応

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、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、アニュラス循環排気系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、A 又は B 中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を行う。

c. 余熱除去機能喪失の判断

余熱除去クーラ出口流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去クーラ

出口流量等である。

d. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。

e. 燃料取替用水タンクによる炉心注水

炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水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による炉心注水に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. 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。

g. 炉心注水及び1次冷却系保有水確保操作

炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2基目のアキュムレータ出口弁を開操作する。

また、恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1次冷却系保有水量を維持すると共に、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。

炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

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

h. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動

格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]となれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、アニュラス循

環排気ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

i. 低圧代替再循環による炉心冷却

長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。

また、燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達、格納容器サンプ B 広域水位計指示が 59%以上であること及び大容量ポンプによる B 余熱除去ポンプへの海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器サンプ B から余熱除去ポンプを経て炉心注水する低圧代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。

低圧代替再循環による炉心冷却に必要な計装設備は余熱除去クーラ出口流量等である。

j. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

k. 原子炉補機冷却水系の復旧作業

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

7.4.2.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設

定」に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から代表性があり、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中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する事故」であるが、「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する事故」との従属性を考慮し、「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」である。

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

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系におけるECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入が重要現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.2.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、外部電源喪失が発生するものとする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

起因事象として、外部電源が喪失するものとしている。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) アキュムレータ

蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力及び初期保有水量については、最低保持圧力及び最低保有水量を用いる。

アキュムレータ保持圧力（最低保持圧力）

1.0MPa[gage]

アキュムレータ保有水量（最低保有水量）

29.0m³（1基当たり）

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、7.4.2.2(2)c.(b)で設定した時点の炉心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、20m³/h とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) アキュムレータによる炉心注水操作は、事象発生を検知及び判断、代替交流電源の準備並びにアキュムレータによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、1 基目は事象発生後の 60 分後、2 基目は事象発生後の 90 分後に注水するものとする。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプの原子炉への注水操作は、事象発生を検知及び判断、代替交流電源の準備並びに恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、

かつ、2 基目のアキュムレータの注水後の時間として、事象発生
の 91 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.2.2 図に、1 次冷却材
圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推
移を第 7.4.2.4 図から第 7.4.2.12 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い、余熱除去機能が喪失
することにより、1 次冷却材温度が上昇し、約 1 分で 1 次冷却材
が沸騰、蒸散することで、1 次冷却系保有水量は減少する。また、
炉心で発生した蒸気が加圧器へ流入することで加圧器水位が上昇
し、加圧器開口部からの放出が二相となる。二相放出となること
で加圧器からの流出流量は大きくなるが、加圧器水位が低下する
ことにより流出流量は減少に転じる。事象発生の 60 分後に 1 基目、
90 分後に 2 基目のアキュムレータから炉心へ注水することにより、
炉心水位を確保することができる。アキュムレータによる炉心注
水に伴い 1 次冷却系保有水量が増加し、加圧器への流入流量も増
加することから、加圧器からの流出流量はその都度変動する。

事象発生の 91 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水を
開始することで、次第に加圧器からの流出流量と炉心への注水流
量が釣り合うことにより、炉心水位を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第 7.4.2.5 図に示すとおりであり、アキュム
レータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水によって、炉
心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふた
は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低
減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮
蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維
持できる。

炉心崩壊熱による 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.9\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

燃料被覆管温度は第 7.4.2.12 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく 1 次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。

第 7.4.2.9 図及び第 7.4.2.11 図に示すとおり、事象発生の約 130 分後に、1 次冷却系保有水量及び 1 次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。

その後は、燃料取替用水タンク水位及び格納容器サンプ B 水位が再循環切替値に到達後、余熱除去ポンプによる低圧代替再循環運転に切り替え、炉心注水を継続すること、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器の除熱を継続することで燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び 1 次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部

の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

7.4.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作であるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水量を確保することが特徴である。また、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点に開始する操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの

試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第7.4.2.8 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.0m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、炉心露出に対する事象進展は遅くなるが、炉心水位を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間

と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

アキュムレータによる炉心注水は、第 7.4.2.3 図に示すとおり、中央制御室での操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水は、第 7.4.2.3 図に示すとおり、中央制御室及び現場での操作であるが、それぞれ別の運転員等による操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

(3) 操作時間余裕の把握

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

アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.2.13 図及び第 7.4.2.14 図に示すとおり、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生約 105 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、アキュムレータによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで、約 45 分の操作時間余裕があることを確認した。

また、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.2.15 図に示すとおり、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水をしない場合の感度解析を実施した結果、事象発生の約 195 分後に燃料被覆管温度が上昇する。したがって、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで約 105 分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員によるアキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.4.2.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1 号炉及び 2 号炉については「7.4.2.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 44 名（召集要員 4 名を含む。）、3 号炉及び 4 号炉については 44 名（召集要員 4 名を含む。）であり、合計 87 名（全体指揮者 1 名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 128 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

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

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水については、事象発生の約67.7時間後までの注水継続が可能であり、この間に、格納容器サンプBを水源とした低圧代替再循環運転が可能であるため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃料

空冷式非常用発電装置による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続には約133.4klの重油が必要となる。

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

大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却については、事象発生の17時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約46.8klの重油が必要となる。

送水車による使用済燃料ピットへの注水については、41.9時間後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約5.0klの重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な重油は、これらを合計して約193.6klとなるが、「7.5.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯油そうの合計油量のうち、使用可能量（360kl）にて供給可能である。

c. 電源

空冷式非常用発電装置の電源負荷については、重大事故等対策時に必要な負荷及びその他負荷として約 812kW 必要となるが、空冷式非常用発電装置の給電容量 2,920kW(3,650kVA)にて供給可能である。

7.4.2.5 結論

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」では、原子炉運転停止中に送電系統の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内交流電源系統が機能喪失する。また、従属的に原子炉補機冷却機能喪失が発生し、原子炉補機冷却水が必要な機器に供給できなくなることに伴い、余熱除去系による余熱除去機能が喪失する。このため、炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い、1 次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策としてアキュムレータ、恒設代替低圧注水ポンプ及び充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水する手段を、長期対策として大容量ポンプを用いて余熱除去ポンプ及び格納容器循環冷暖房ユニットへ冷却水として海水を通水することで、余熱除去ポンプによる低圧代替再循環及び格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続する手段を整備している。

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水により、炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により 1 次冷却材にボイドが発生した場合におい

ても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」において、アキュムレータ及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対して有効である。

第 7.4.2.1 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(1/4)

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
a. 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の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。	—	—	—
b. 早期の電源回復不能判断及び対応	・ 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、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）、アニュラス循環排気系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、A 又は B 中央制御室非常用循環系のダンパ開処置並びに送水車の準備を行う。	空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 燃料油貯油そう 蓄電池（安全防護系用）	タンクローリー	—
c. 余熱除去機能喪失の判断	・ 余熱除去クーラ出口流量等のパラメータにより余熱除去機能喪失を判断する。	—	—	余熱除去クーラ出口流量 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域）
d. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
e. 燃料取替用水タンクによる炉心注水	・ 炉心水位を回復させるため、燃料取替用水タンク水の原子炉への重力注水が期待できる場合は、優先して実施する。	—	—	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 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(2/4)

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
f. 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。	—	—	—
g. 炉心注水及び 1 次冷却系保有水確保操作	・炉心水位を回復させるため、原子炉格納容器からの退避完了及び格納容器エアロックの閉止を確認後、アキュムレータ出口弁を開操作し炉心注水を実施する。以降、炉心水位の低下を継続監視し、2 基目のアキュムレータ出口弁を開操作する。 ・恒設代替低圧注水ポンプの準備ができれば代替炉心注水を開始し、1 次冷却系保有水量を維持すると共に、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。 ・恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水が行えない場合、C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。	アキュムレータ アキュムレータ出口弁 恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 燃料油貯油そう 【C 充てん／高圧注入ポンプ（自己冷却）】	タンクローリー	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 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
h. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動	・格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]となれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策のため、アニュラス循環排気ファンを起動する。 ・中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環排気ファン アニュラス循環排気フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 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	窒素ポンベ（アニュラス排気弁等作動用）	格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 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(3/4)

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
i. 低圧代替再循環による炉心冷却	・ 長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を継続して実施する。 ・ 燃料取替用水タンク水位計指示が 26.9%到達、格納容器サンプ B 広域水位計指示が 59%以上であること及び大容量ポンプによる B 余熱除去ポンプへの海水通水ラインによりポンプへ海水が通水されていることを確認し、格納容器サンプ B から余熱除去ポンプを経て炉心注水する低圧代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続する。	恒設代替低圧注水ポンプ 燃料取替用水タンク 空冷式非常用発電装置 空冷式非常用発電装置用給油ポンプ 燃料油貯油そう B 余熱除去ポンプ（海水冷却） 【 B 余熱除去クーラ】 格納容器サンプ B 格納容器再循環サンプスクリーン	大容量ポンプ タンクローリー	余熱除去クーラ出口流量 加圧器水位 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 1 次冷却材高温側温度（広域） 1 次冷却材低温側温度（広域） 燃料取替用水タンク水位 恒設代替低圧注水ポンプ出口流量積算
j. 格納容器内自然対流冷却	・ 長期対策として、大容量ポンプを用いた A 格納容器循環冷暖房ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。	A 格納容器循環冷暖房ユニット 燃料油貯油そう	大容量ポンプ タンクローリー	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器広域圧力 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.1 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(4/4)

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

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

(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)

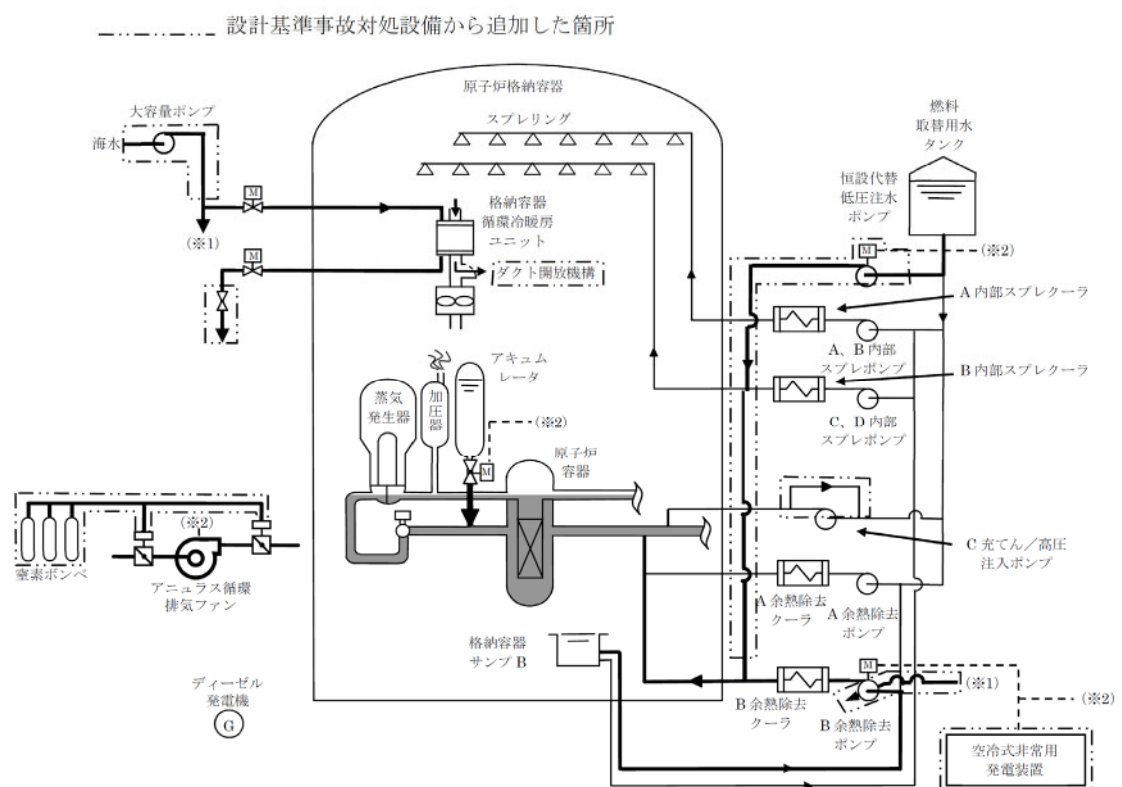
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M-R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするように、燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原子炉停止後の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次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1次冷却材圧力 (初期)	大気圧 (0MPa[gage])	ミッドループ運転時は1次冷却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次冷却系の保有熱が大きくなり、1次冷却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+100mm	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みた水位として設定。ミッドループ運転時の水位が低いと1次冷却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	F P : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。 燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため、長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	1次冷却系開口部	加圧器安全弁3個取外し 加圧器ベント弁1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次冷却系の状態	2次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散に伴い、1次冷却系保有水量の低下を早める観点から2次冷却系からの冷却は想定しない。

第 7.4.2.2 表 「全交流動力電源喪失」の主要解析条件

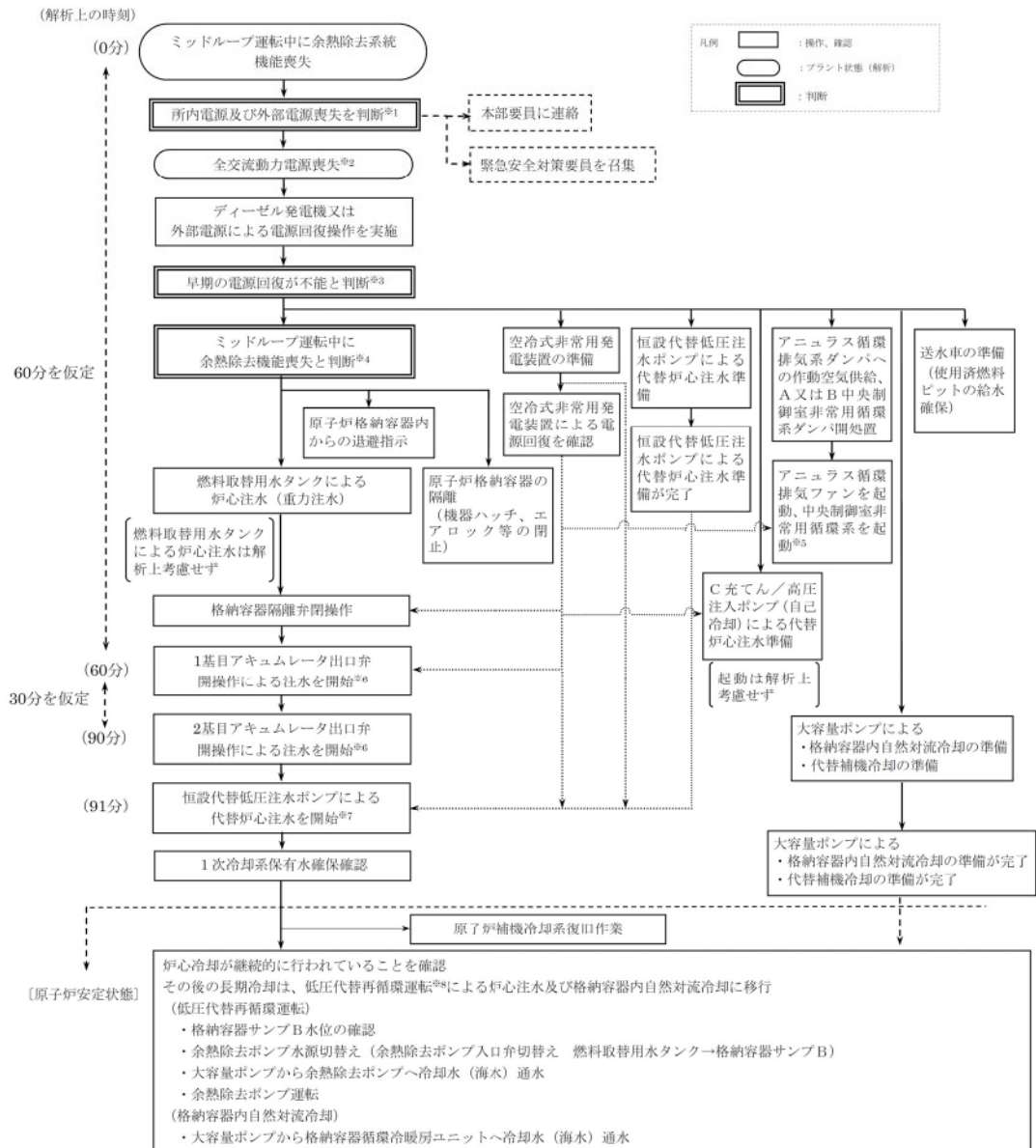
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故) (2/2)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	外部電源喪失	起因事象として、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。
重大事故等機器対策に 関	アキュムレータ保持圧力	1.0MPa [gage] (最低保持圧力)	最低の保持圧力を設定。
	アキュムレータ保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。
	恒設代替低圧注水ポンプの 原子炉への注水流量	20m ³ /h	原子炉停止後 72 時間後を事象開始として恒設代替低圧注水ポンプの起動時間 91 分時点における崩壊熱による蒸散量約 19.7m ³ /h を上回る値として設定。
重大事故等 操作条件に 関連	アキュムレータ 炉心注水操作 (*)	1 基目：事象発生 の 60 分後 2 基目：事象発生 の 90 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 にアキュムレータによる炉心注水操作に 1 基目は計 60 分、2 基目は 90 分を想定して設定。
	恒設代替低圧注水ポンプ 起動	2 基目のアキュムレータの 炉心注水完了後 (事象発生 の 91 分後)	運転員等操作時間として、事象発生 の 検知 及び 判断、空 冷式非常用発電装置の準備並びに恒設代替低圧注水ポン プによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間、か つ、2 基目のアキュムレータの注水後の時間として設 定。

*：定期検査中の保修対象となる場合を考え、全 3 基のうち 1 基には期待しない。



第 7.4.2.1 図 「全交流動力電源喪失」の重大事故等対策の概略系統図



※1：すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」ボルトを示した場合。

※2：非常用直流系統は使用可能。

※3：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できない場合。

※4：ミッドループ運転中に余熱除去系による除熱機能が喪失した場合（全交流動力電源喪失を起因とするヒートシンク喪失。）。

※5：格納容器圧力計指示が21.1kPa[gage]になれば起動する。

※6：実際の運転操作としては、1次冷却系水位の監視により水位低下が認められれば原子炉格納容器内からの退避完了及び格納容器機器ハッチ、格納容器エアロックの閉止を確認し、アキュムレータを注水する。

2基目のアキュムレータについては、水位計の動向並びに1次冷却材圧力及び温度にて判断し注水する。アキュムレータが定期検査時の作業対象となる場合を考え、全3基のうち1基には期待しない。

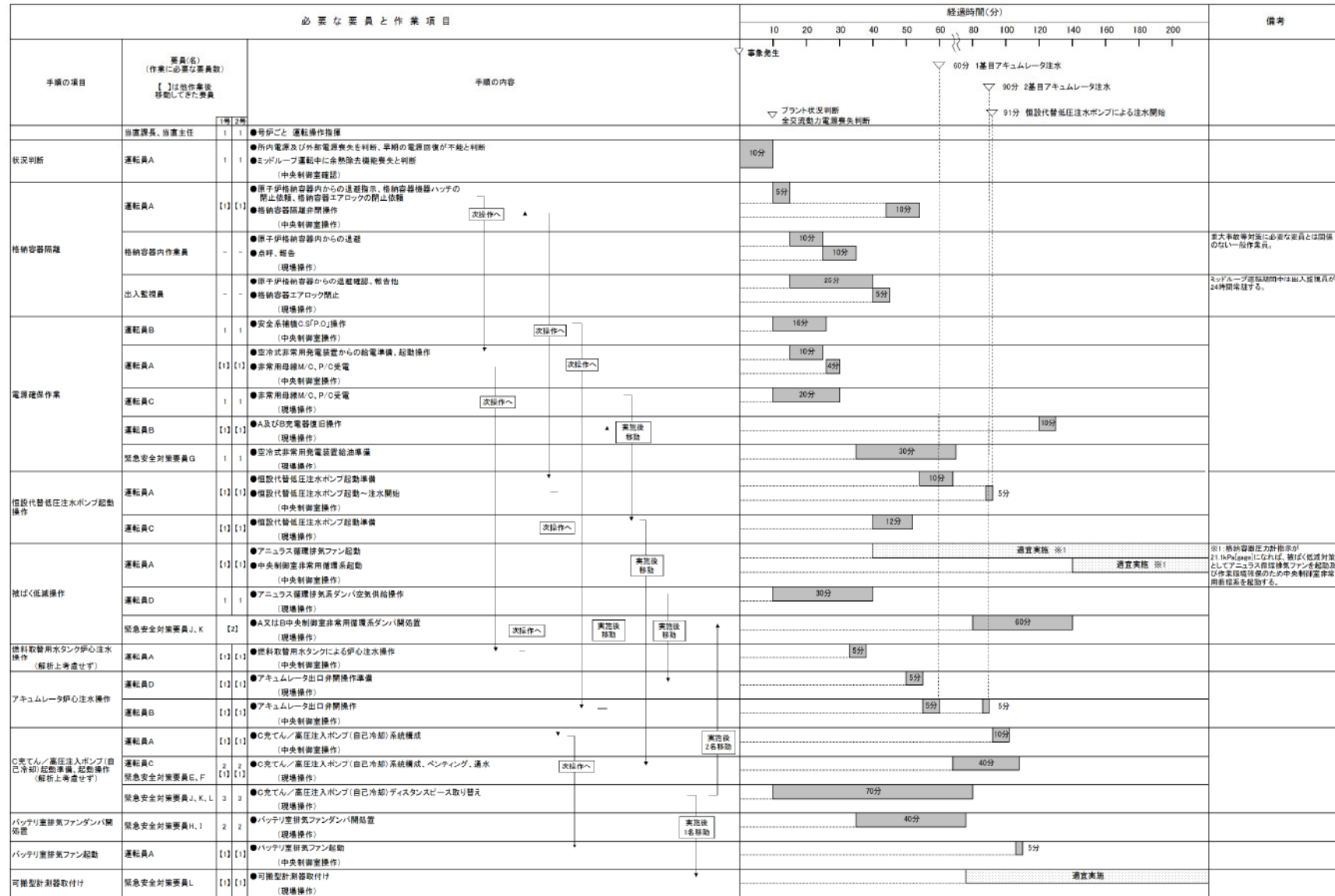
※7：実際の操作では準備が完了し炉心注水が可能となればその段階で実施する。

また、注水流量は、20m³/hを下回らない流量とする。

※8：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%以下になれば、格納容器サンプB広域水位計指示が59%以上であることを確認し、低圧代替再循環運転に移行する。

第 7.4.2.2 図 「全交流動力電源喪失」の対応手順の概要

（「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）



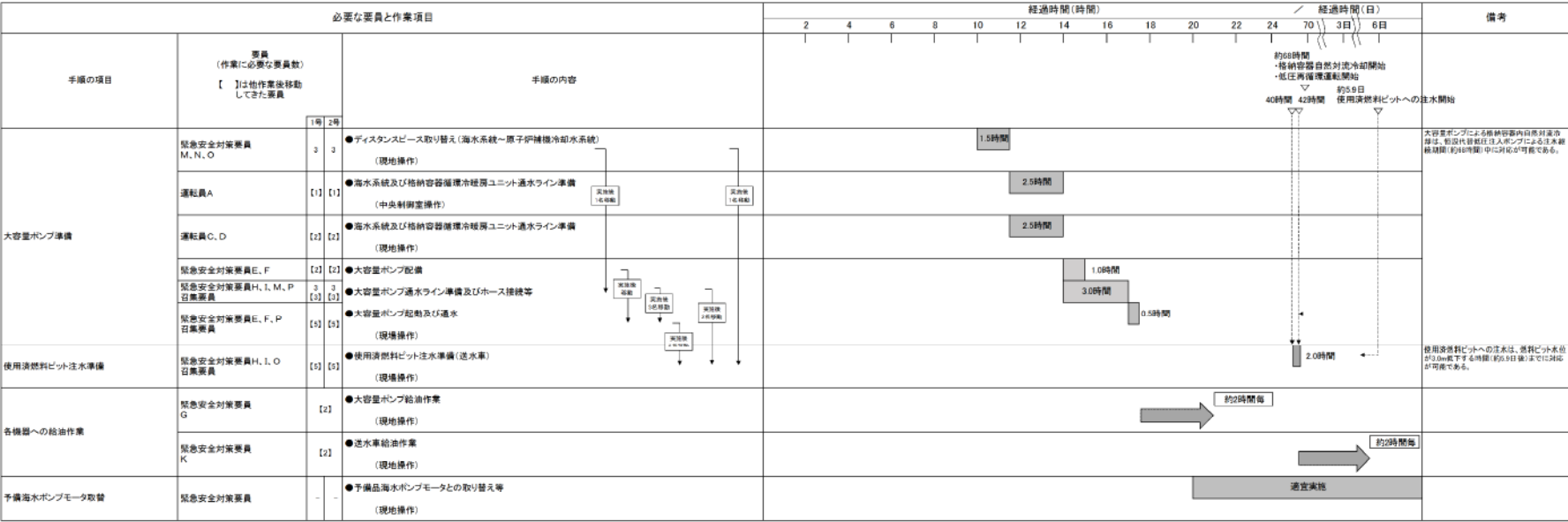
上記要員に加え、緊急時対策本部要員の6名に関係各所に連絡連絡を行う。

なお、各設定時間は操作場所、操作条件並びに実際の現場移動を含む作業時間等を考慮した上で解析上の仮定として設定したものであり、運転員は手順書に従って各操作条件を満たせば順次操作を実施する。

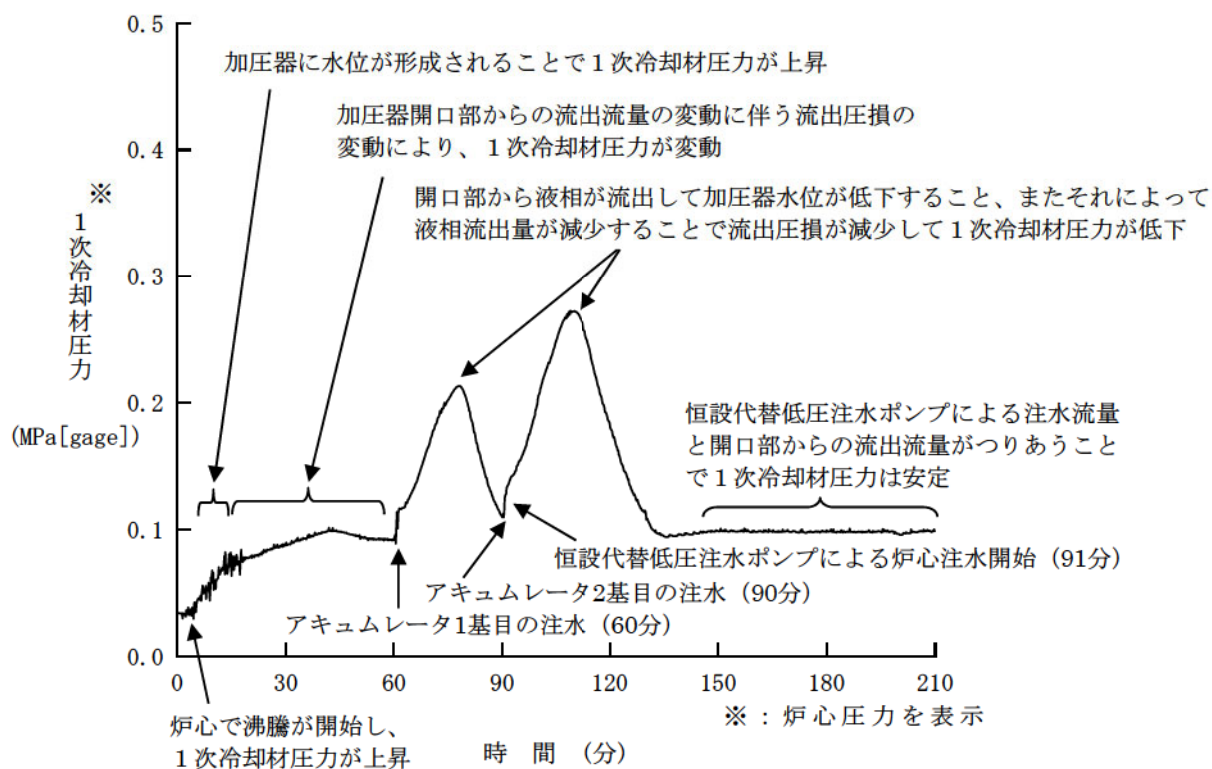
また、運転員が解析上設定した操作余裕時間内に対応できることは訓練等に基づき確認している(一部の機器については想定時間より算出。)

第 7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間

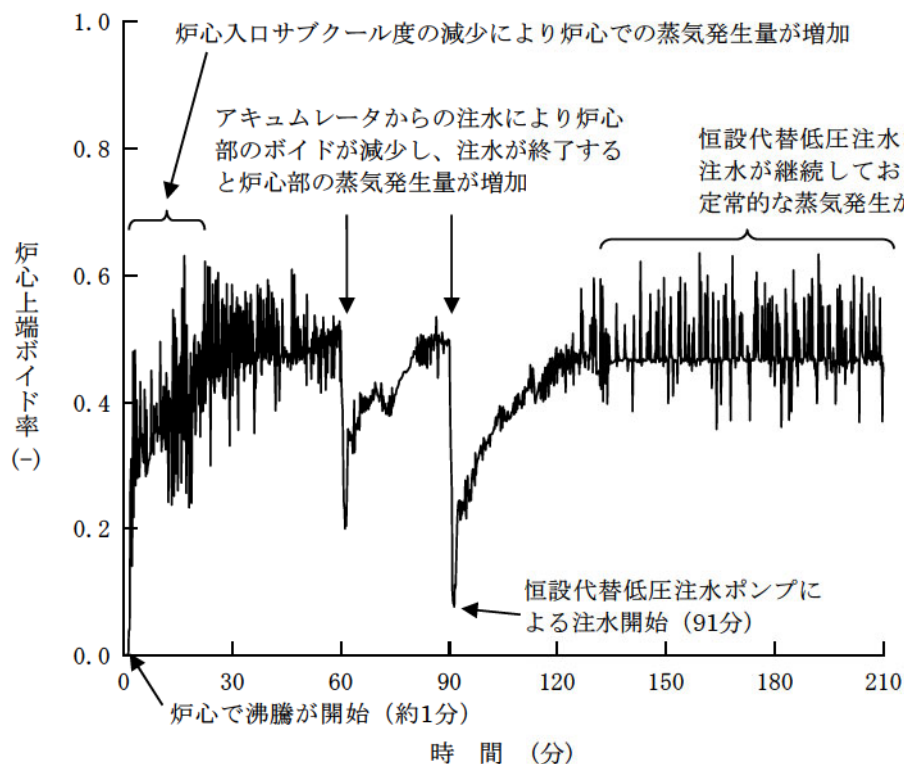
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(1/2)



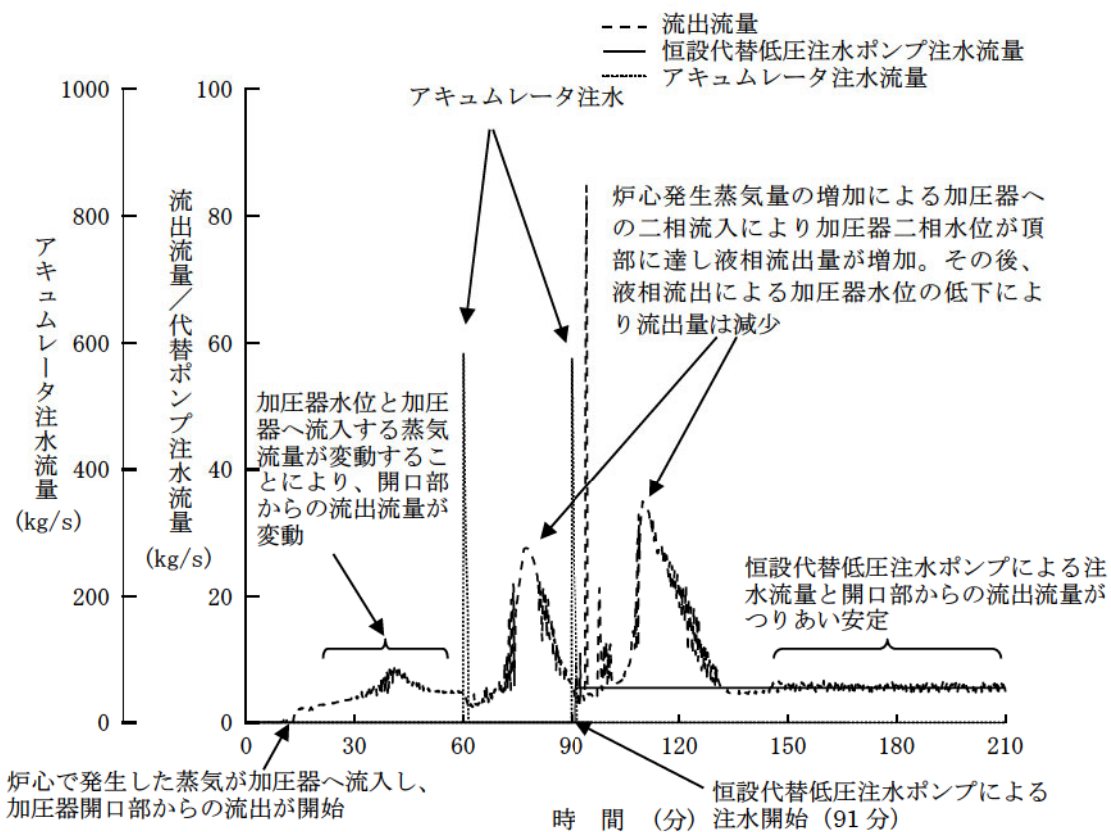
第 7.4.2.3 図 「全交流動力電源喪失」の作業と所要時間
(燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、
原子炉補機冷却機能が喪失する事故)(2/2)



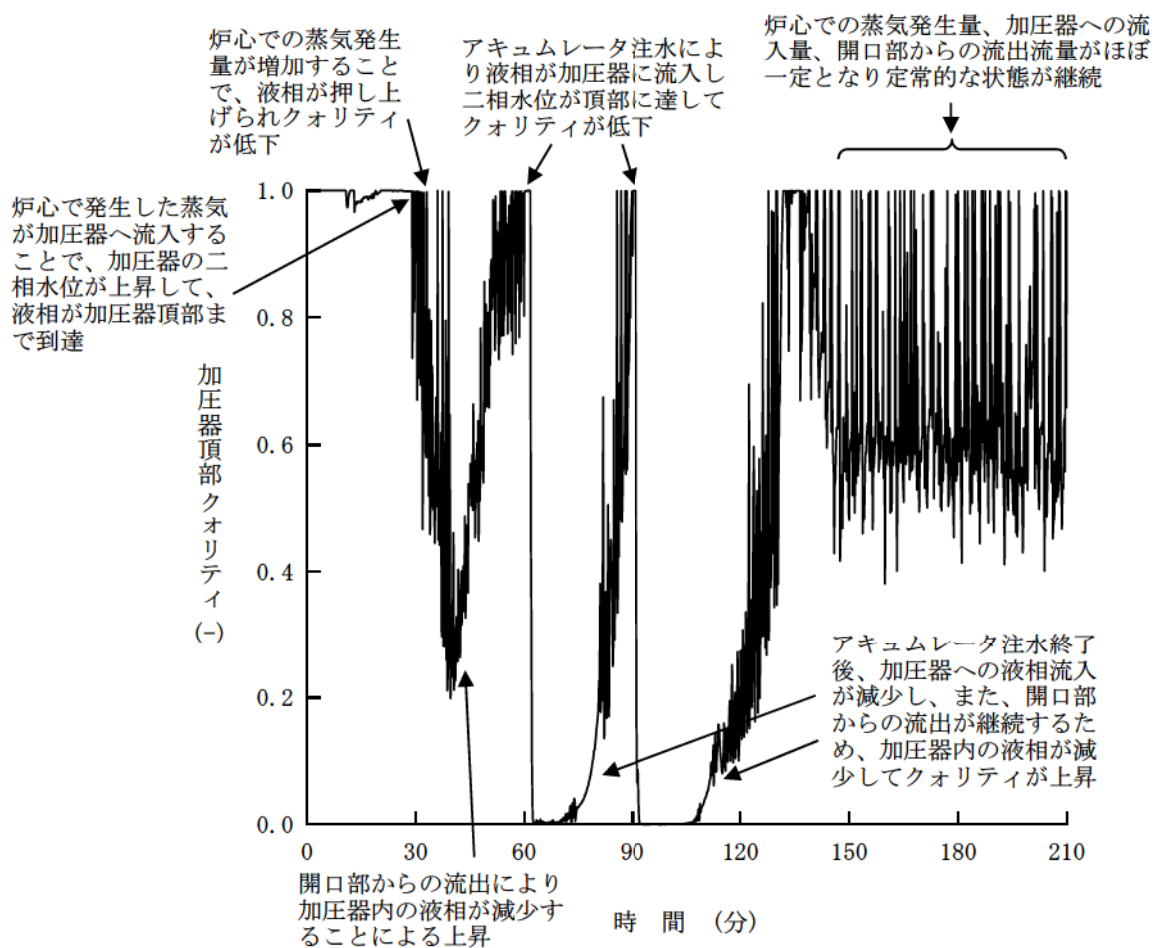
第 7.4.2.4 図 1 次冷却材圧力の推移



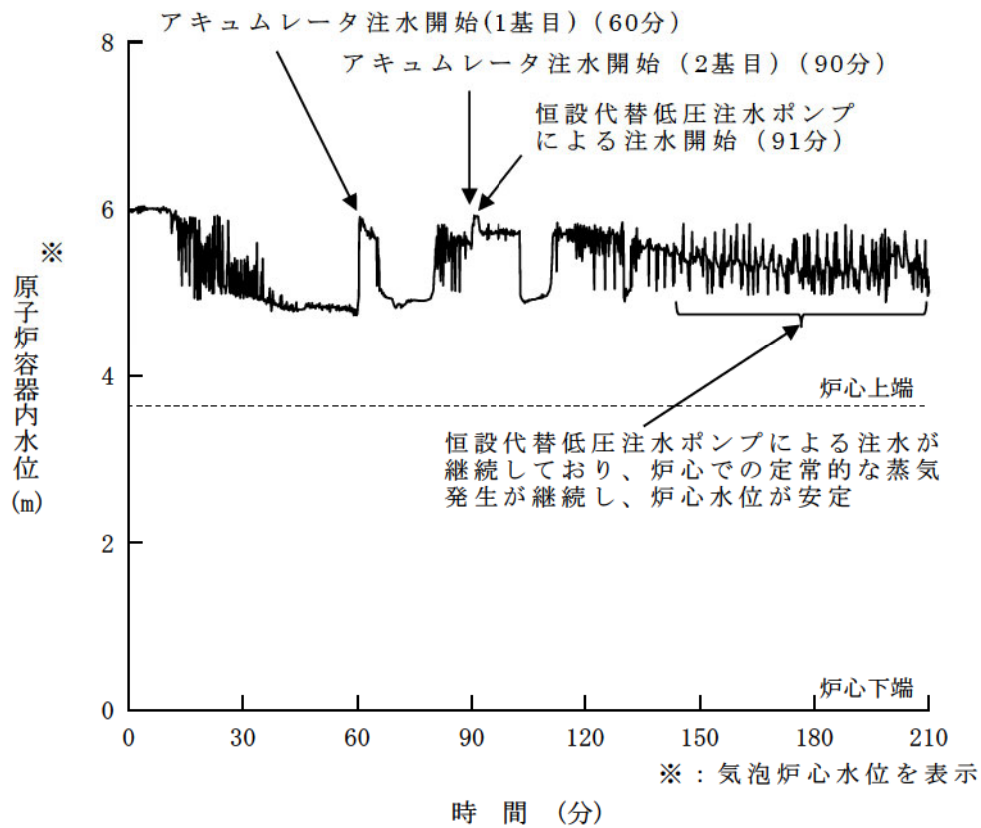
第 7.4.2.5 図 炉心上端ボイド率の推移



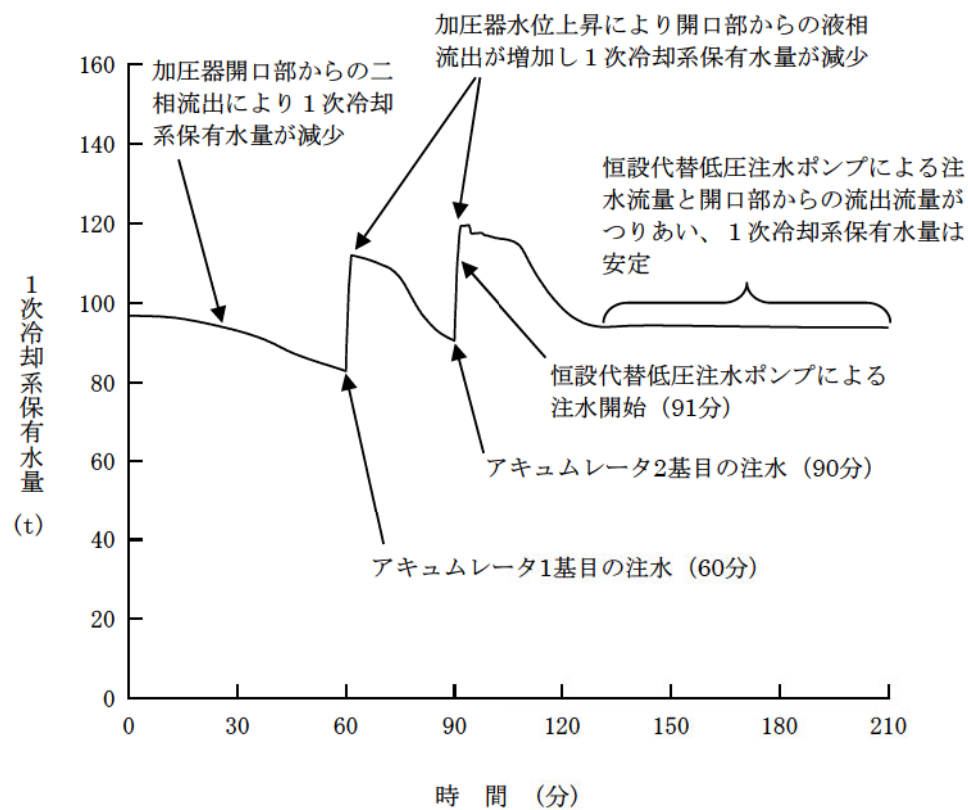
第 7.4.2.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



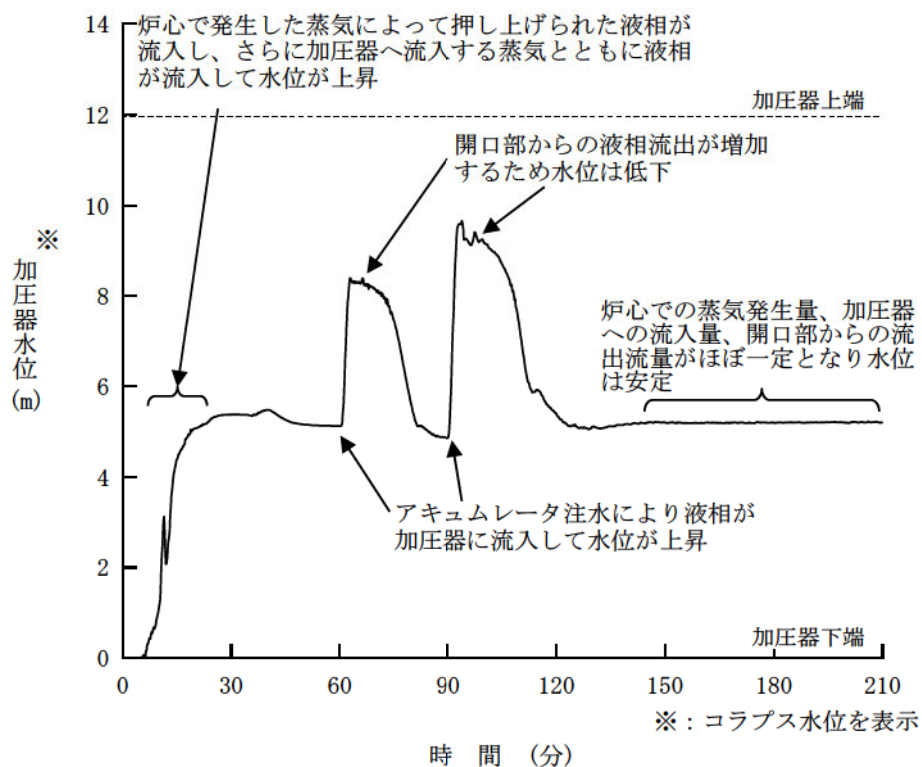
第 7.4.2.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



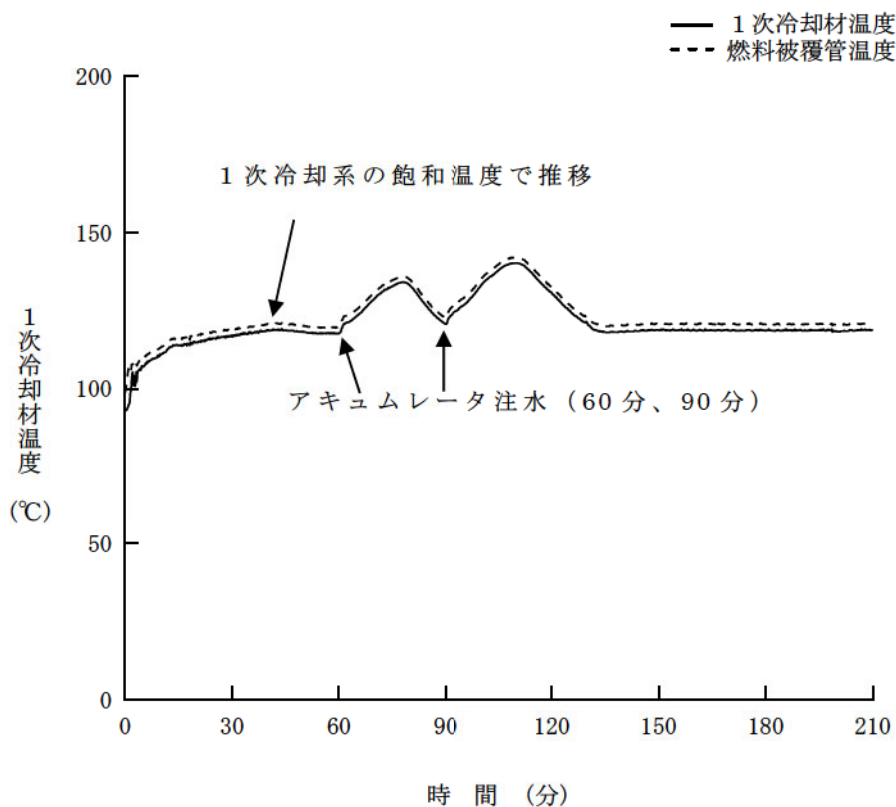
第 7.4.2.8 図 原子炉容器内水位の推移



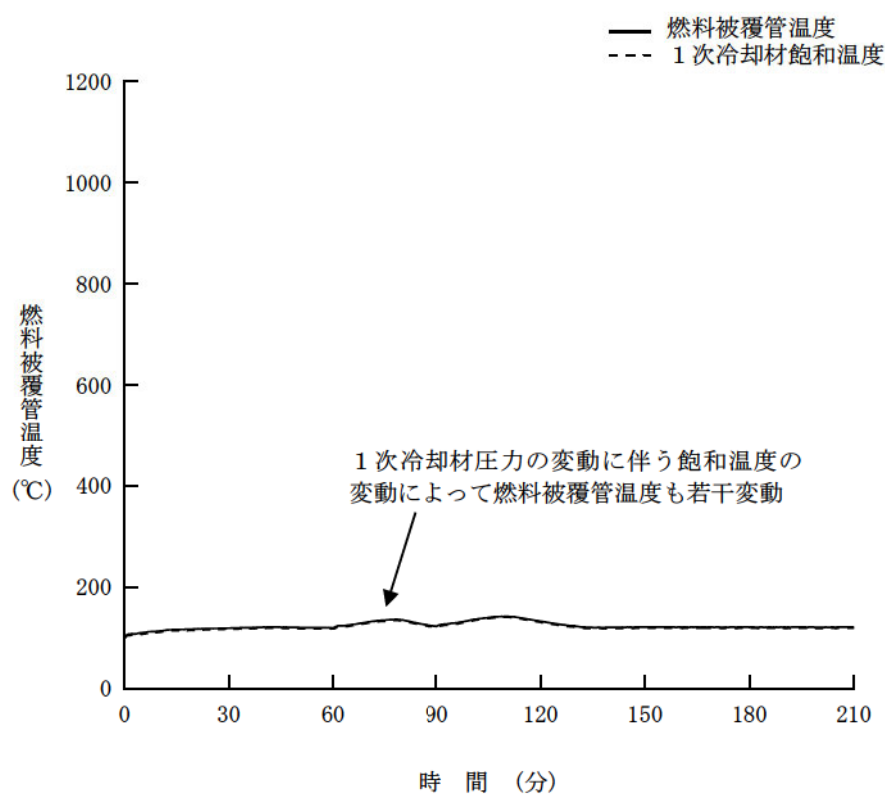
第 7.4.2.9 図 1次冷却系保有水量の推移



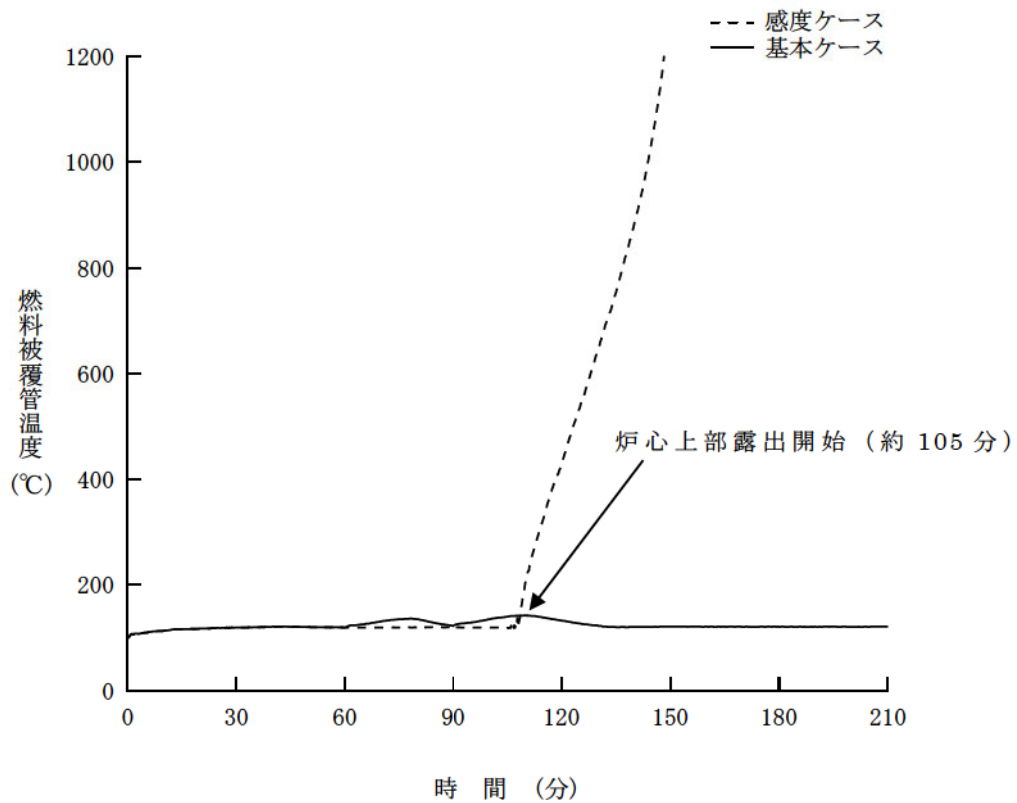
第 7.4.2.10 図 加圧器水位の推移



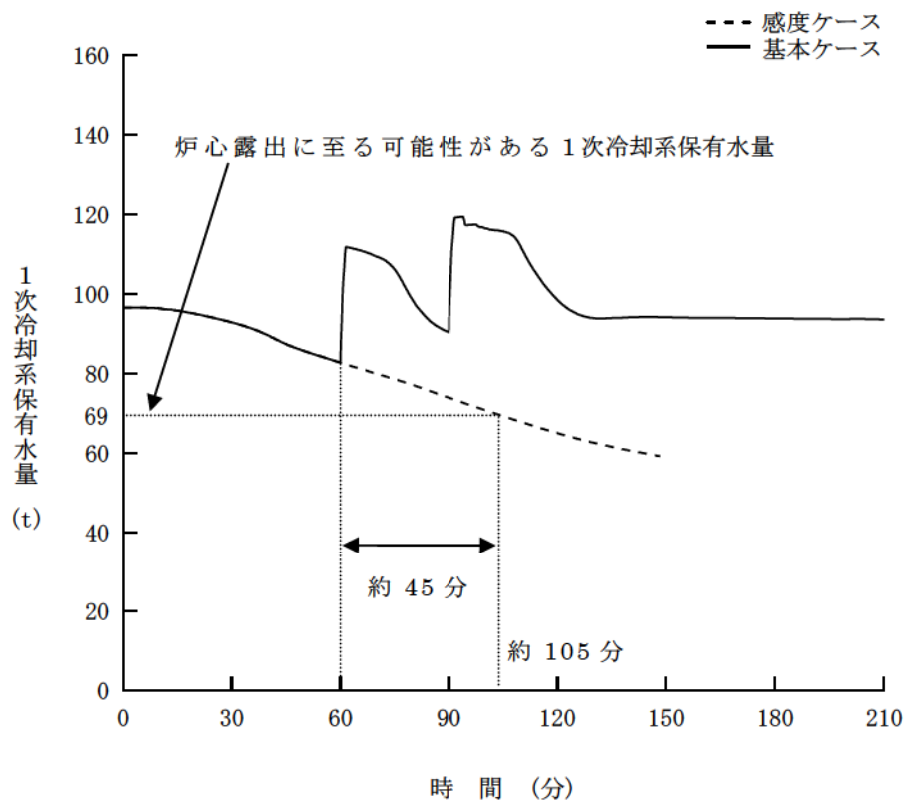
第 7.4.2.11 図 1次冷却材温度の推移



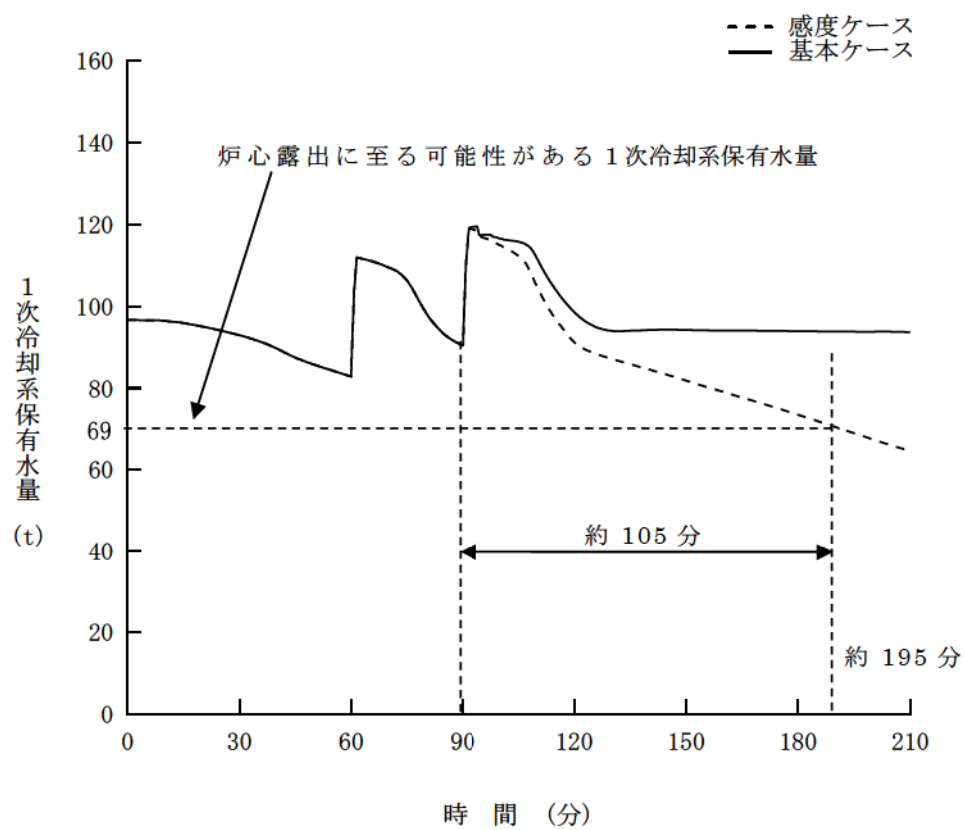
第 7.4.2.12 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.2.13 図 燃料被覆管温度の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.2.14 図 1 次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）



第 7.4.2.15 図 1 次冷却系保有水量の推移
(恒設代替低圧注水ポンプ炉心注水操作開始の時間余裕確認)

7.4.3 原子炉冷却材の流出

7.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「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」及び「オーバードレンとなる事故」である。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、炉心損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、対応手順の概要を第7.4.3.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.4.3.1表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける 1 号炉及び 2 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計 12 名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.3.3 図に示す。なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、12 名で対処可能である。

a. 1 次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断

1 次冷却材流出により 1 次冷却系の水位が低下し、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り、余熱除去ポンプがトリップする。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。

余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量である。

b. 余熱除去機能喪失時の対応

余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1 次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。

c. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。

d. 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。

e. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び 1 次冷却系保有水

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注水し、1次冷却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。

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。

f. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動

格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]になれば、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アニュラス循環排気ファンを起動する。

また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。

アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力である。

g. 代替再循環運転による1次冷却系の冷却

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冷却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 26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示が59%以上であることを確認し、格納容器サンプBからC、D内部スプレポンプを経てB内部スプレクーラで冷却した水をB余熱除去系統及びB格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。

代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、余熱除去クーラ出口流量等である。

h. 格納容器内自然対流冷却

長期対策として、A格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。

格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。

なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてA、B内部スプレポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。

7.4.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次冷却系保有水の確保の観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。

本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における冷却材流出及びECCS強制注入が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第 7.4.3.2 表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

a. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、余熱除去系統からの1次冷却材の流出を想定する。

ミッドループ運転中に 1 次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、1 次冷却系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系統からの流出とする。

また、流出流量は余熱除去ポンプ 1 台による浄化運転時の最大流量として、600m³/h とする。

さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外の漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出する口径は余熱除去系統の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約 0.2m (8 インチ) 相当とする。

(b) 安全機能の喪失に対する仮定

余熱除去ポンプ入口側の 1 次冷却材が喪失した時点として、1 次冷却系水位が 1 次冷却材管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、その後さらに待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。

(c) 外部電源

外部電源はないものとする。

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、資源の確保の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。

b. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 充てん／高圧注入ポンプの原子炉への注水流量

原子炉停止 72 時間後を事象開始として、7.4.3.2(2)c.(a)で設定した時点の崩壊熱の蒸散量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、20m³/h とする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間

を上回る時間として、余熱除去機能喪失の 20 分後に開始するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.3.2 図に、1 次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.4.3.4 図から第 7.4.3.13 図に示す。

a. 事象進展

事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い、1 次冷却系水位が低下し約 1 分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生後の約 21 分後、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部及び余熱除去系抽出口からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより 1 次冷却系保有水量を確保することができる。

b. 評価項目等

炉心上端ボイド率は第 7.4.3.5 図に示すとおりであり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。

また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。

炉心崩壊熱に伴う 1 次冷却材のボイド発生により、1 次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1 次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度は上昇する場合もある。これらの効果を考慮し、事象発生後の 1 次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評

価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約 $-7.9\% \Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。

燃料被覆管温度は第 7.4.3.13 図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。

第 7.4.3.10 図及び第 7.4.3.12 図に示すとおり、事象発生の約 34 分後に、1 次冷却系保有水量及び 1 次冷却材温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。

その後は、1 次冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器サンプ B 水位が再循環切替値に到達後、C、D 内部スプレポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却、また、必要に応じて A、B 内部スプレポンプによる格納容器スプレイにより原子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。

なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び 1 次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。

また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、期待できるアキュムレータ等の緩和機能の台数が増えることから、1 次冷却系保有水が確保される状況にあ

り、炉心崩壊熱を考慮してもすべての評価項目を満足できる。

7.4.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を確保することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなるが、炉心水位の低下により発生する余熱除去機能喪失は炉心における沸騰の開始よりも前に発生することから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始に与える影響はない。

1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%～+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評

価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第7.4.3.9図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約1.1mの高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.4.3.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材流出流量に關す

る影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるが、余熱除去機能喪失までの期間においては、1次冷却系保有水の減少量のうち余熱除去系からの1次冷却材の流出量が支配的であることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始に与える影響は小さい。

1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、1次冷却系水位低下が遅くなることで、余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが、余熱除去機能喪失以降に1次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

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

1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。

b. 操作条件

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

メータに与える影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水は、第 7.4.3.3 図に示すとおり、中央制御室からの操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散及び 1 次冷却材流出に伴う 1 次冷却系保有水量の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

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

充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水の操作時間余裕としては、第 7.4.3.14 図に示すとおり、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水開始時点の 1 次冷却系からの流出量を維持するものとして概算した結果、炉心が露出する可能性がある 1 次冷却系保有水量となるまで約 33 分の操作時間余裕があることを確認した。

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運

転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員による充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.4.3.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、1号炉、2号炉、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1号炉及び2号炉については「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり12名、3号炉及び4号炉については12名であり、合計23名（全体指揮者1名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員128名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

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

a. 水源

燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）を水源とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タ

ンク水位が再循環切替水位(26.9%)に到達後、代替再循環へ切り替え、以降は格納容器サンプBを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。

b. 燃料

ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後 7 日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約 327.6kℓ の重油が必要となる。

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

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

c. 電源

ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。

7.4.3.5 結論

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次冷却系保有水量が減少することで炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として内部スプレポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器循環冷暖房ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケ

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」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心は露出することはなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

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

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

以上のことから、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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
a. 1 次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	・ 1 次冷却材流出により 1 次冷却系の水位が低下し、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り、余熱除去ポンプがトリップする。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。	—	—	余熱除去クーラ出口流量
b. 余熱除去機能喪失時の対応	・ 余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1 次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】	—	—
c. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
d. 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 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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
e. 充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	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注水し、1次冷却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。	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	—	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) 燃料取替用水タンク水位
f. アニュラス循環排気系及び中央制御室非常用循環系の起動	- 格納容器圧力計指示が上昇し 21.1kPa[gage]になれば、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アニュラス循環排気ファンを起動する。 - 中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。	アニュラス循環排気ファン アニュラス循環排気フィルタユニット 制御建屋送気ファン 制御建屋循環ファン 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 ディーゼル発電機 燃料油貯油そう	—	格納容器圧力

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」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
g. 代替再循環運転による 1次冷却系の冷却	・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冷却を継続して実施する。 ・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 26.9%到達及び格納容器サンプ B 広域水位計指示が 59%以上であることを確認し、格納容器サンプ B から C、D 内部スプレポンプを経て B 内部スプレクーラで冷却した水を B 余熱除去系統及び B 格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。	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 C、D 内部スプレポンプ B 内部スプレクーラ 格納容器サンプ B 格納容器再循環サンプ スクリュー 代替再循環配管	—	余熱除去クーラ出口流量 格納容器サンプ B 広域水位 格納容器サンプ B 狭域水位 1次冷却材低温側温度（広域） 1次冷却材高温側温度（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
h. 格納容器内自然対流冷却	・長期対策として、A 格納容器循環冷暖房ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施する。 ・原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて A、B 内部スプレポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。	A 格納容器循環冷暖房ユニット 1次系冷却水ポンプ 1次系冷却水クーラ 1次系冷却水タンク 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯油そう A、B 内部スプレポンプ A 内部スプレクーラ	窒素ポンベ（1次系冷却水タンク加圧用）	格納容器内温度 格納容器圧力 格納容器広域圧力 可搬型温度計測装置（格納容器循環冷暖房ユニット入口温度／出口温度（S A）用） 1次系冷却水タンク加圧ライン圧力

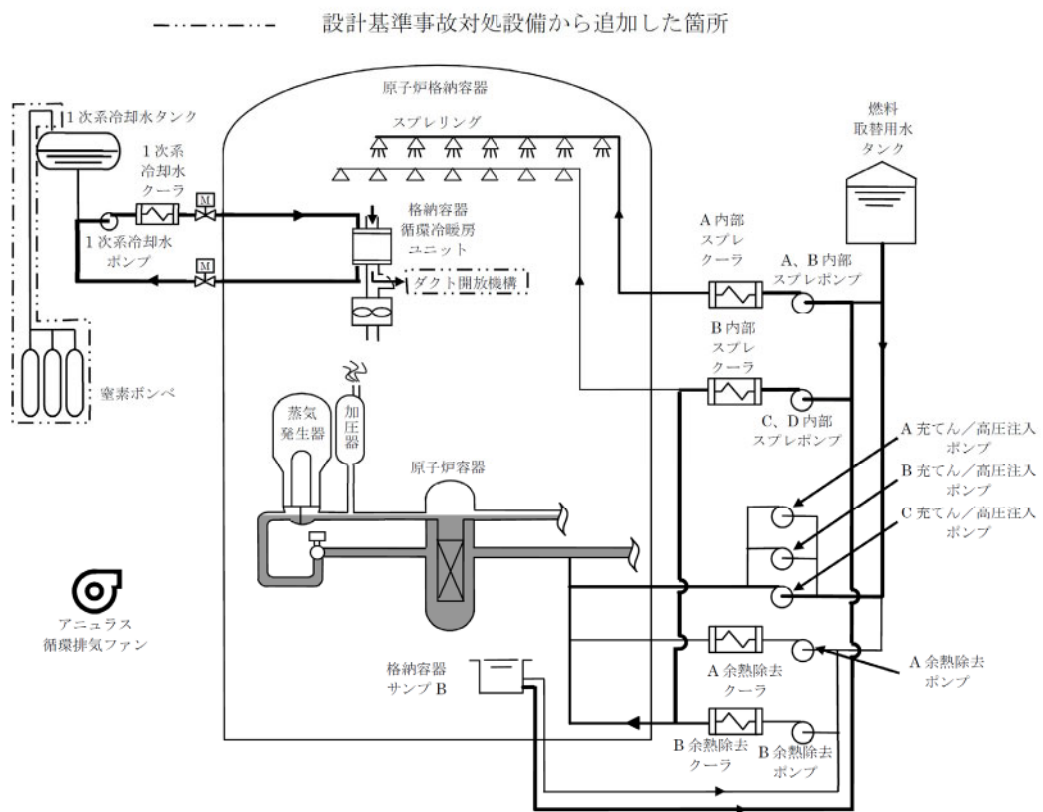
【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

第 7.4.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（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）（1/2）

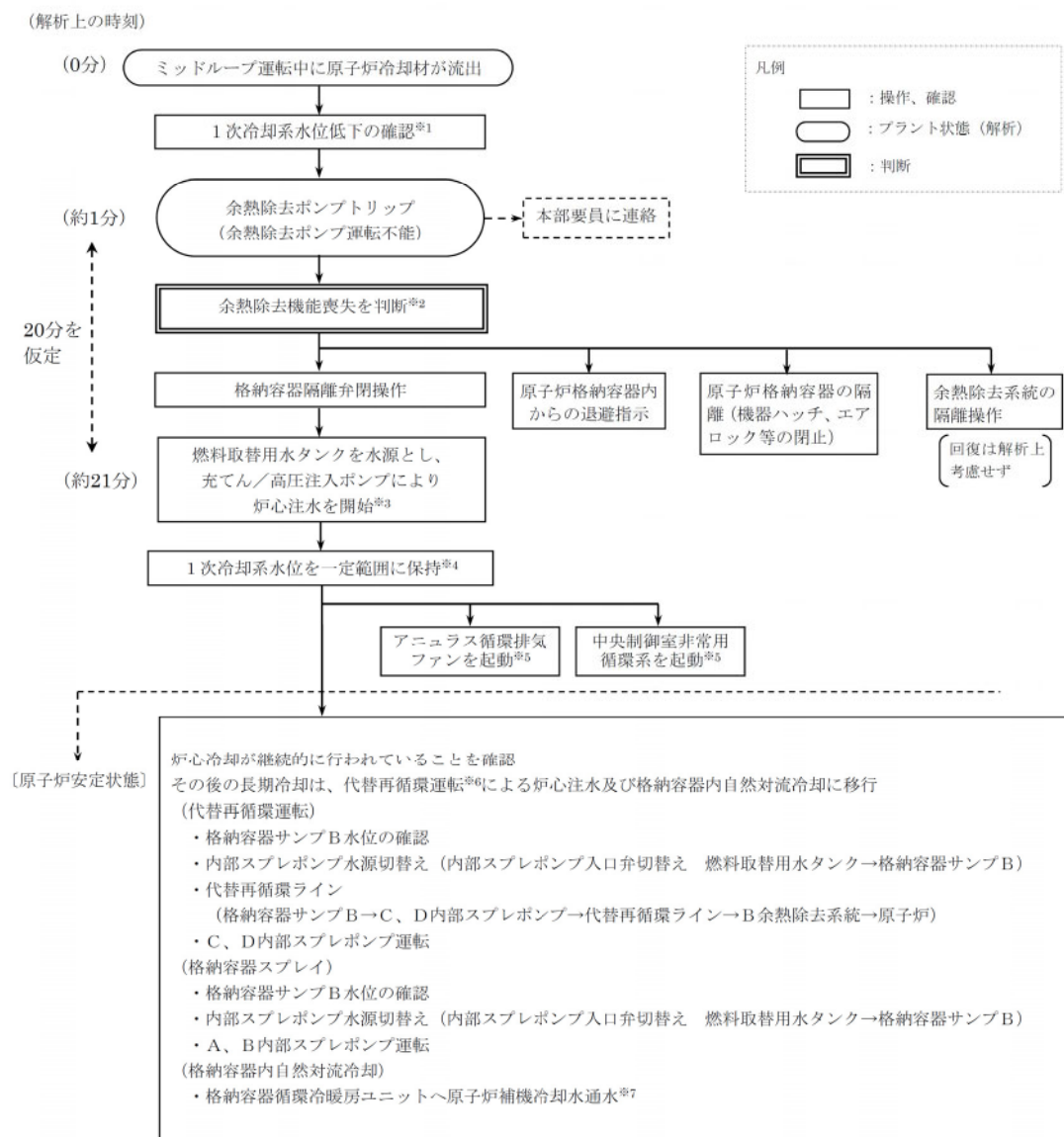
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M－R E L A P 5	本重要事故シーケンスの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気液分離・対向流等を適切に評価することが可能であるコード。
初期条件	原子炉停止後の時間	72 時間	評価結果を厳しくするように、燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と 1 次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる 1 次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から 1 次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を見た時間として設定。原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 次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材圧力 （初期）	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時は 1 次冷却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 次冷却系の保有熱が大きくなり、1 次冷却系保有水量を確保しにくく厳しい設定。
	1 次冷却材水位 （初期）	原子炉容器出入口 配管中心高さ＋100mm	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みた水位として設定。ミッドループ運転時の水位が低いと 1 次冷却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	F P：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。
	1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取外し 加圧器ベント弁 1 個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している経路を設定。
	2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし	炉心崩壊熱による 1 次冷却材の蒸散に伴い、1 次冷却系保有水量の減少を早める観点から、2 次冷却系からの冷却は想定しない。

第 7.4.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（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）（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	余熱除去系からの 1 次冷却材の流出	600m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出)	余熱除去ポンプ 1 台による浄化運転時の最大流量として設定（ミッドループ運転中に 1 次冷却系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 次冷却系保有水の早期流出の観点で、流量の多い余熱除去系統からの流出を想定）。
			燃料取替用水タンク 戻り配管の口径である 約 0.2m (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、流出する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 次冷却系水位が 1 次冷却材管の 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が機能喪失し、さらにこれに伴い待機中の余熱除去系も機能喪失を仮定。
	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、資源確保の観点で厳しくなる外部電源がない場合を設定。
関連する重大事故等対策に 関する機器条件	充てん／高圧注入ポンプの 原子炉への注水流量	20m ³ /h		原子炉停止の 72 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 21 分時点における崩壊熱による蒸散量約 19.8m ³ /h を上回る値として設定。
関連する重大事故等対策に 関する操作条件	充てん／高圧注入 ポンプ作動	余熱除去ポンプ機能喪失後 20 分		運転員操作時間余裕として、事象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 20 分を想定して設定。



第 7.4.3.1 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図



※1：解析上、初期水位E.L.22.57m（ノズルセンタ+100mm）、水位低警報はE.L.22.50m（ノズルセンタ+30mm）にてキャピティ水位注意警報が発信。

※2：余熱除去機能喪失の判断は、運転表示灯、余熱除去流量、余熱除去ポンプ出口圧力等により総合的に判断する。

※3：実際の操作では、充てん／高压注入ポンプによる炉心注水以外に、蒸気発生器を使用した除熱、燃料取替用水タンクからの重力注水等の冷却方法がある。

※4：1次冷却系水位は1次冷却材配管下端水位以上で適宜調整する。

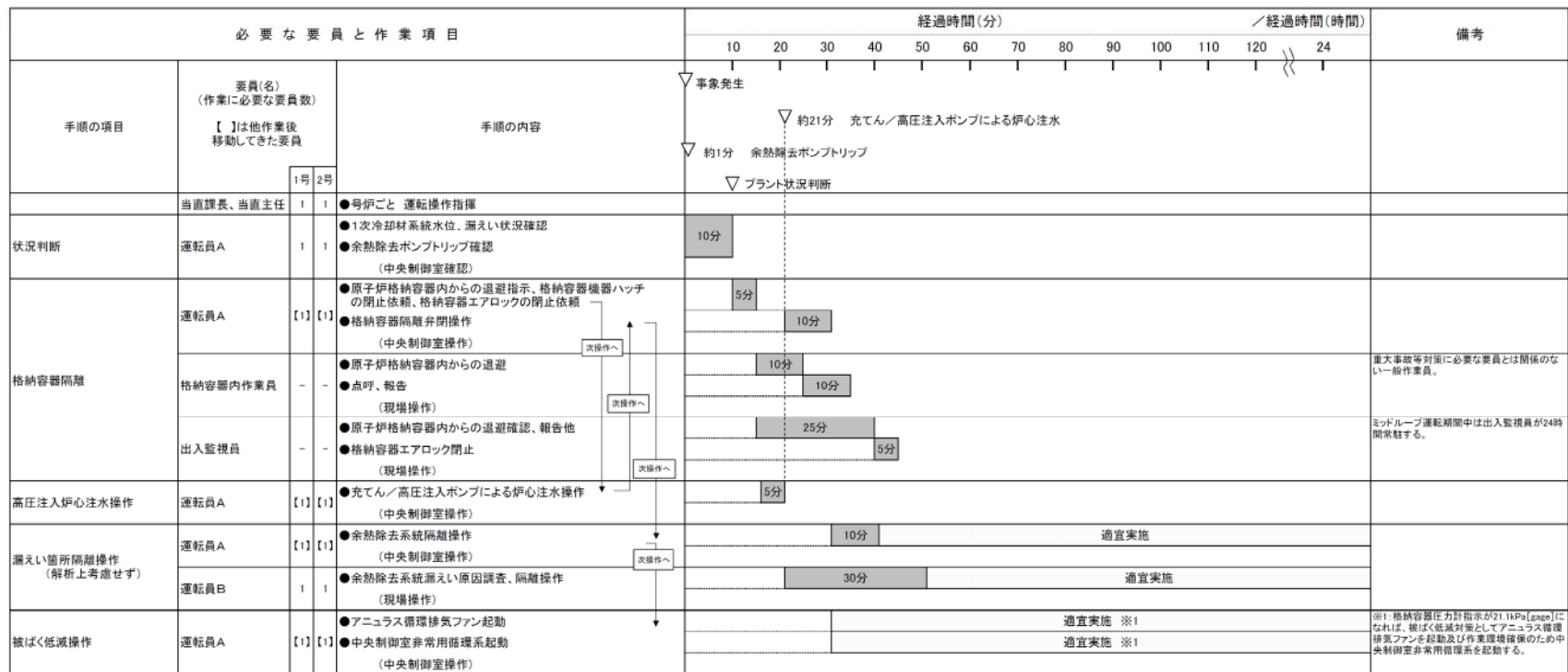
※5：格納容器圧力計指示が21.1kPa[gage]になれば起動する。

※6：燃料取替用水タンク水位計指示が26.9%到達及び格納容器サンプB広域水位計指示が59%以上であることを確認し、代替再循環運転に移行する。

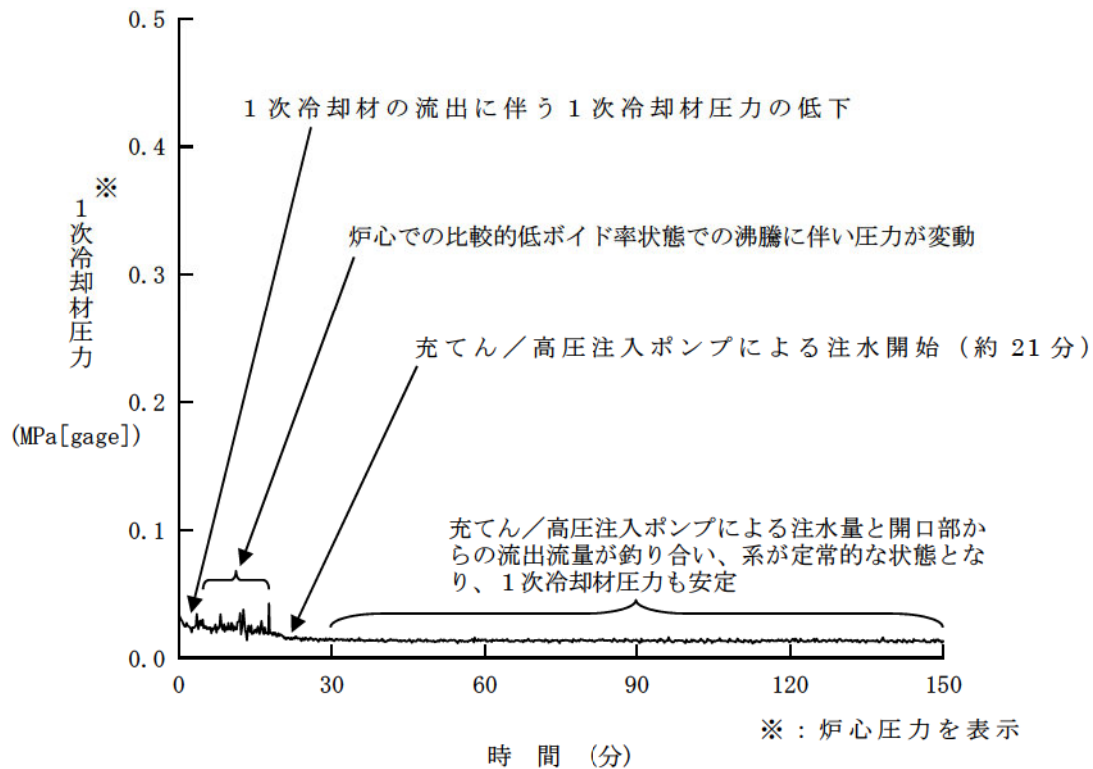
※7：格納容器圧力計（広域）指示が115.2 kPa[gage]及び格納容器スプレイ不動作となれば格納容器内自然対流冷却の準備を開始し、準備が完了すれば通水を開始する。

第 7.4.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要

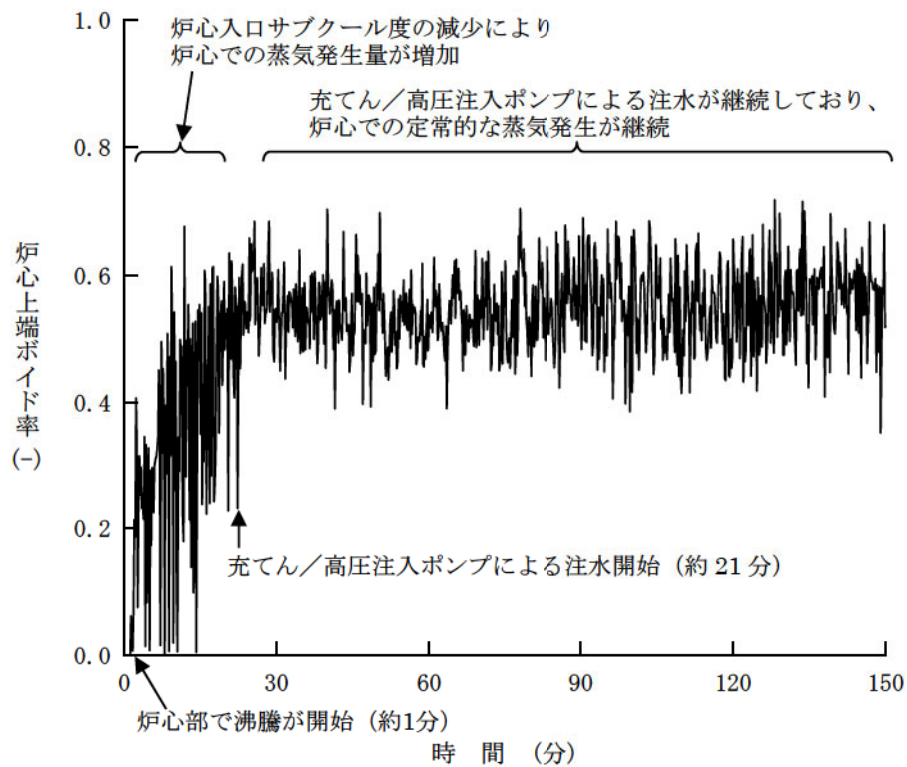
（「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展）



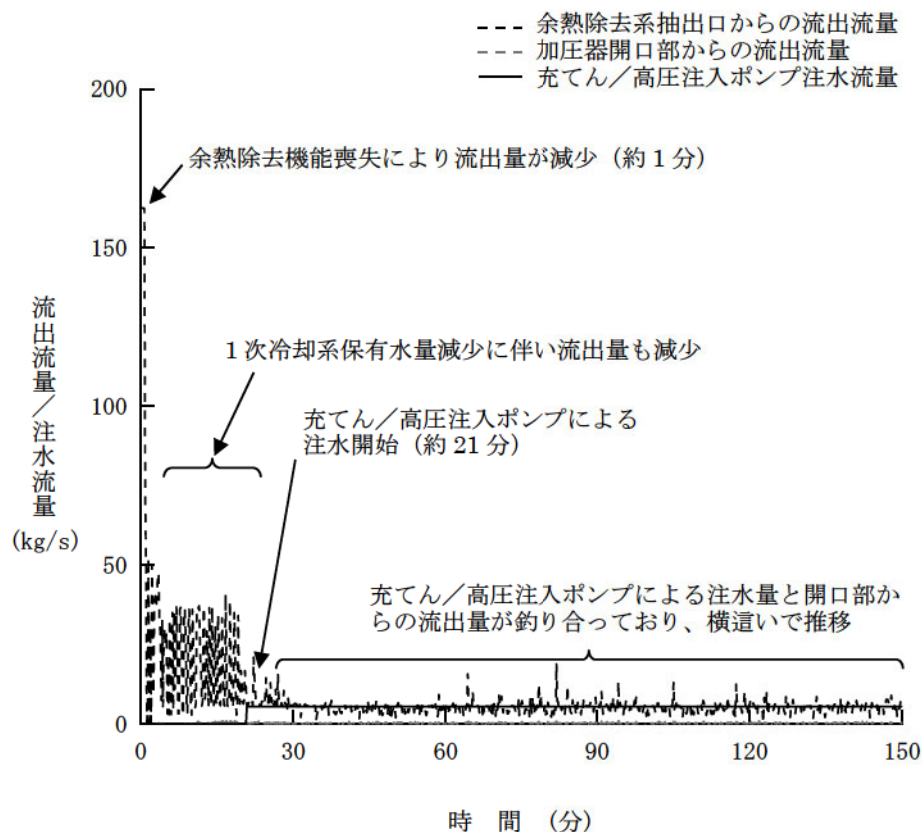
第 7.4.3.3 図 「原子炉冷却材の流出」の作業時間と手順
(燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)



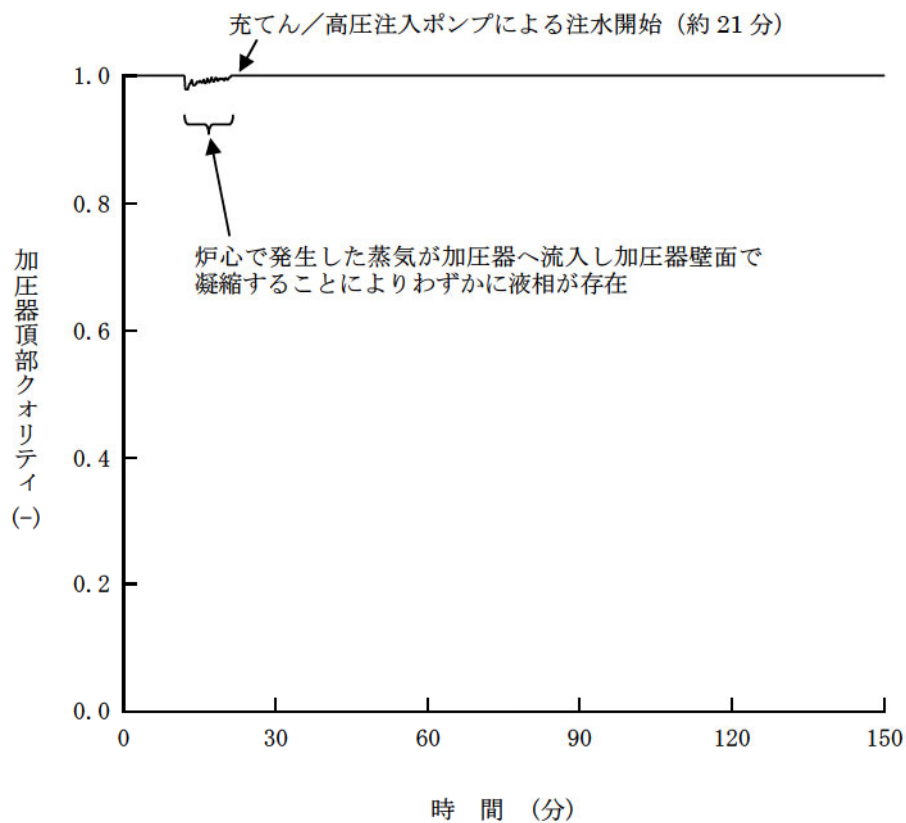
第 7.4.3.4 図 1次冷却材圧力の推移



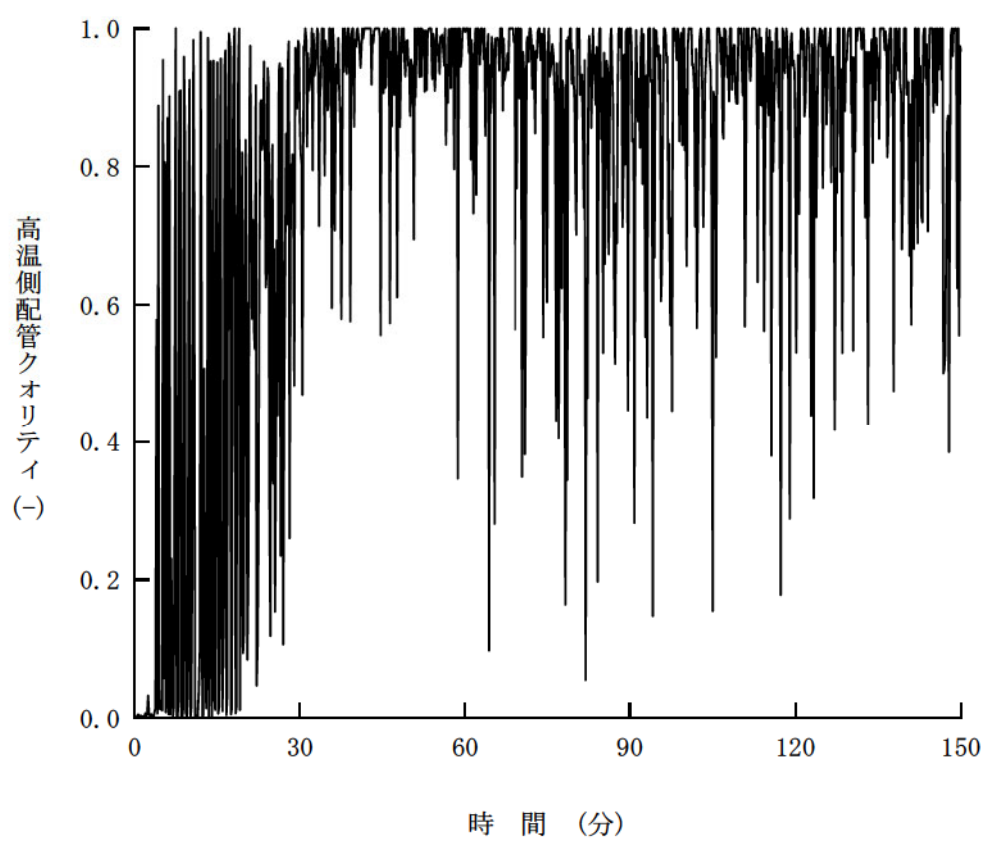
第 7.4.3.5 図 炉心上端ボイド率の推移



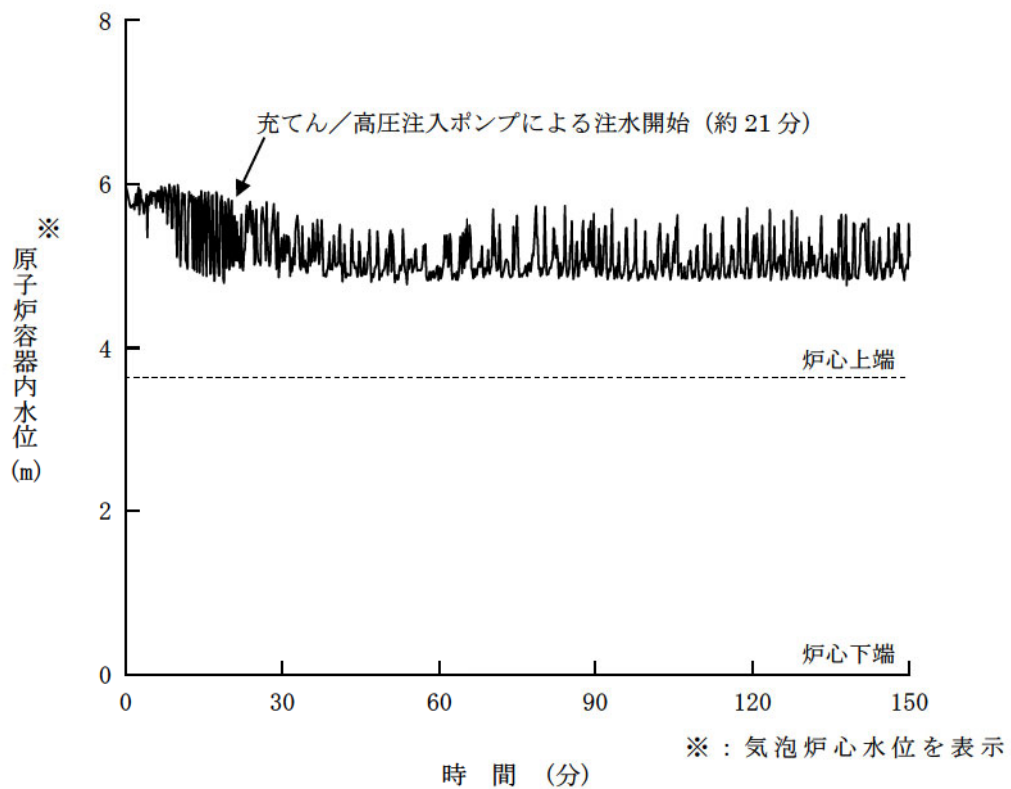
第 7.4.3.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移



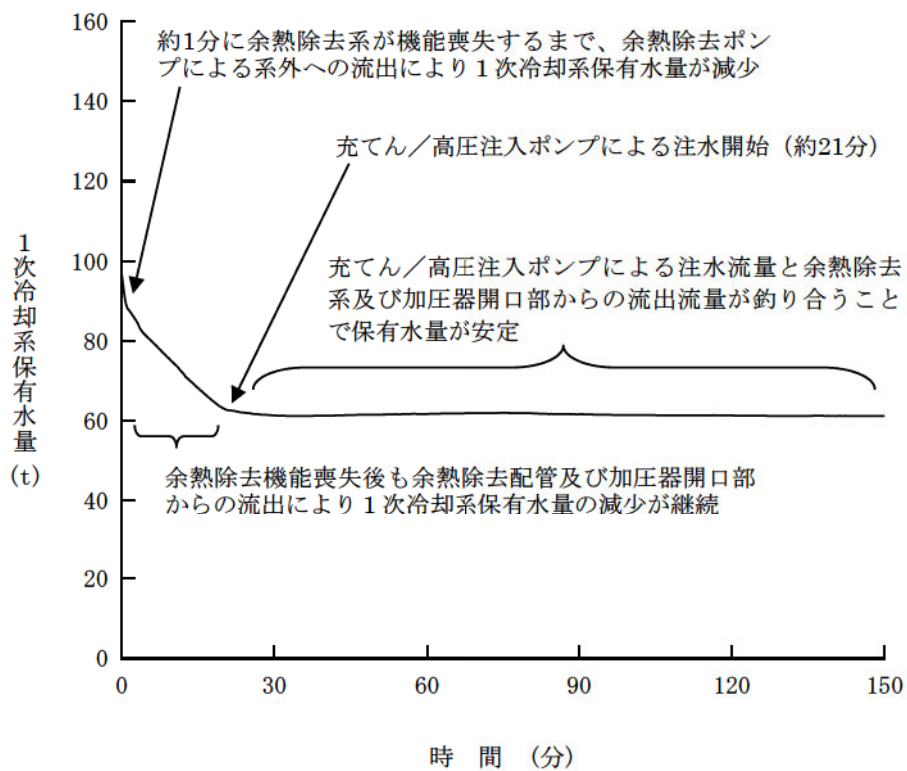
第 7.4.3.7 図 加圧器頂部クオリティの推移



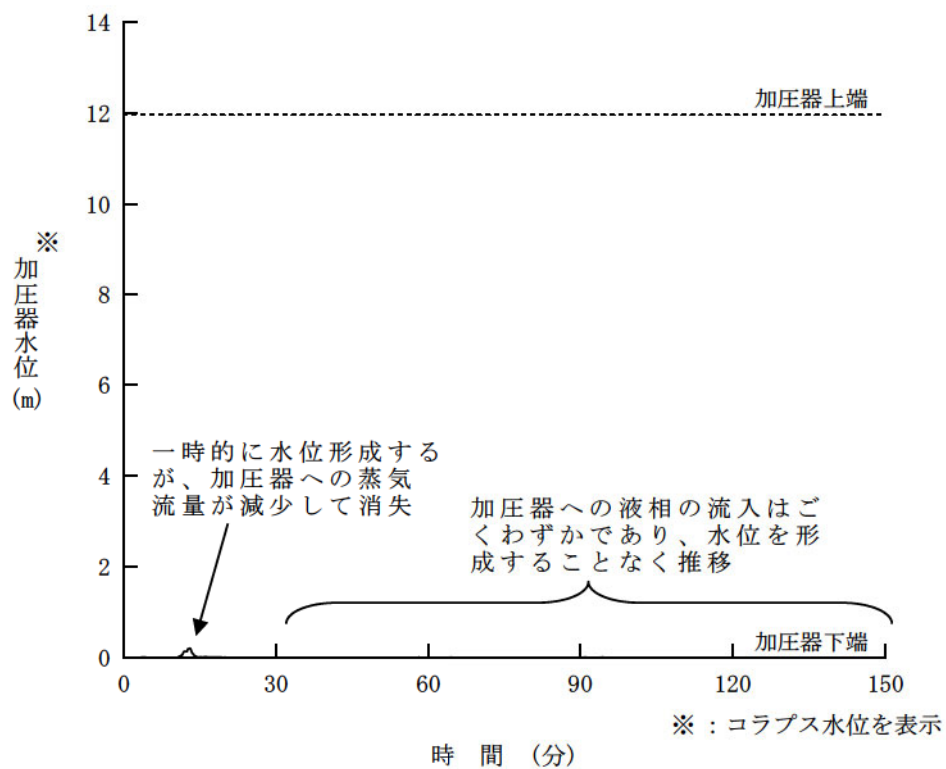
第 7.4.3.8 図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移



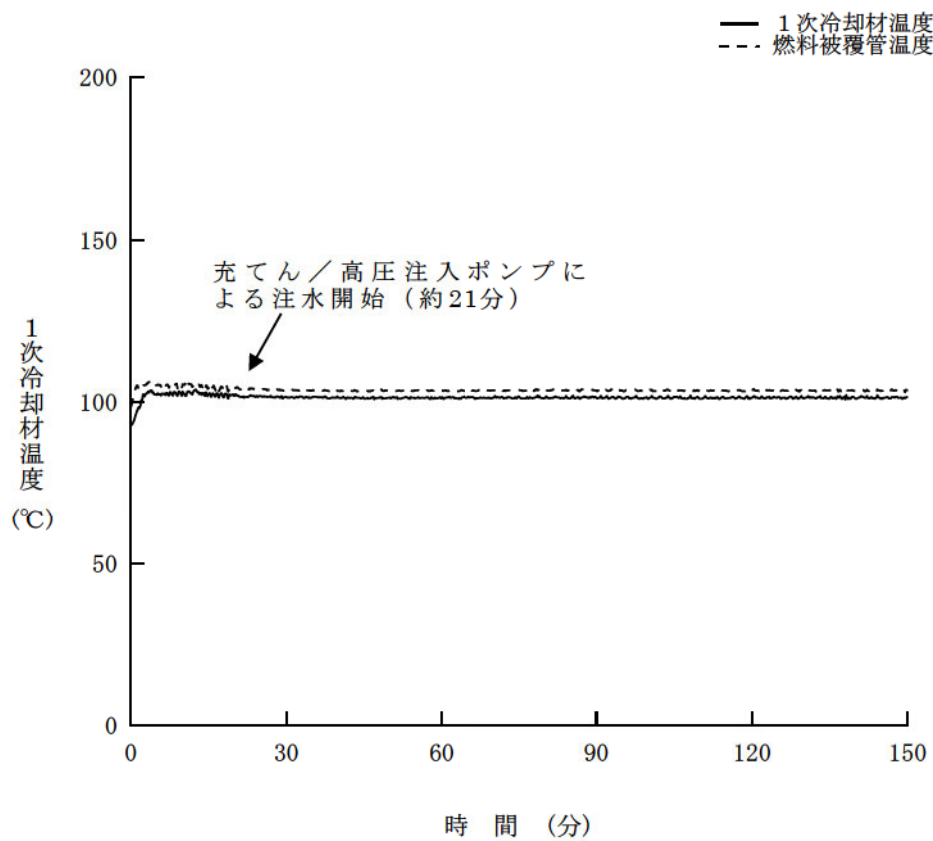
第 7.4.3.9 図 原子炉容器内水位の推移



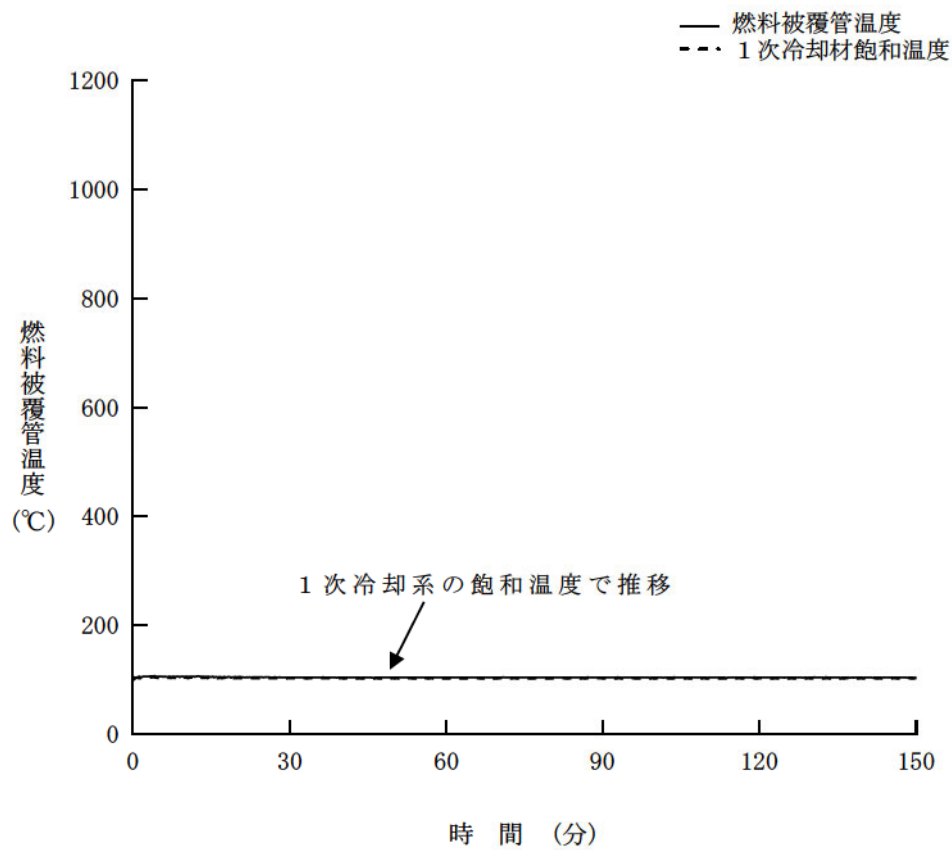
第 7.4.3.10 図 1次冷却系保有水量の推移



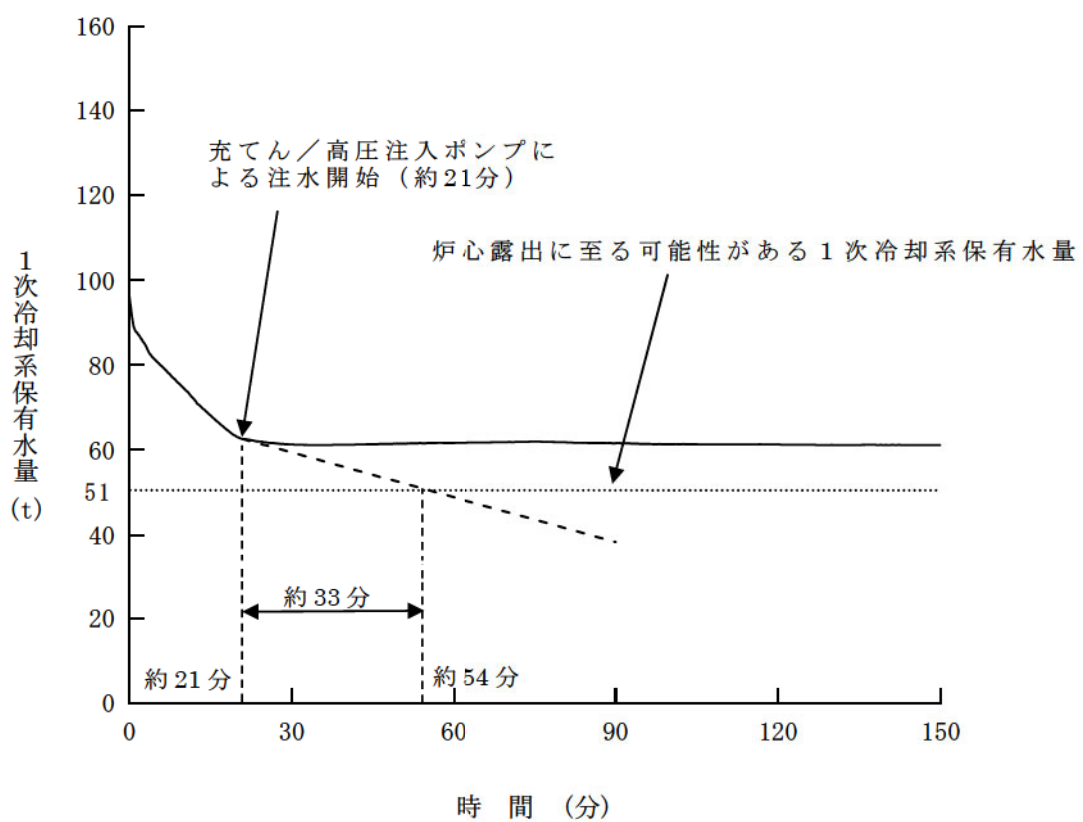
第 7.4.3.11 図 加圧器水位の推移



第 7.4.3.12 図 1次冷却材温度の推移



第 7.4.3.13 図 燃料被覆管温度の推移



第 7.4.3.14 図 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）

7.4.4 反応度の誤投入

7.4.4.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策

(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「反応度の誤投入事故」のみである。

(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水される。このため、1次冷却材中のほう素濃度が低下することから、緩和措置がとられない場合には、反応度が添加されることで、臨界に達し、燃料損傷に至る。

したがって、本事故シーケンスグループでは、純水注水を停止し、反応度の添加を停止するとともに、1次冷却材中にほう酸を注入し未臨界を確保することで燃料損傷を防止する。

(3) 燃料損傷防止対策

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために純水注水を停止し、1次冷却材を濃縮するほう酸注入を整備する。対策の概略系統図を第 7.4.4.1 図に、対応手順の概要を第 7.4.4.2 図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第 7.4.4.1 表に示す。

本事故シーケンスグループのうち、「7.4.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける1号炉及び2号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計12名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及

び当直主任の 2 名、運転操作対応を行う運転員 4 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所へ通報連絡等を行う本部要員は 6 名（内 1 名は全体指揮者）である。この必要な要員と作業項目について第 7.4.4.3 図に示す。

a. 反応度の誤投入の判断

1 次冷却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、純水補給流量積算制御器の動作音及び炉外核計装装置可聴計数率計の計数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 0.5 デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。

反応度の誤投入の判断に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

b. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。

c. 希釈停止操作

1 次系純水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉操作により、純水補給流量積算制御器の動作停止を確認する。

d. ほう酸濃縮操作

ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、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。

ほう酸濃縮操作に必要な計装設備は、ほう酸タンク水位等である。

e. 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、炉外核計装装置可聴計数率計の計数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以上に戻っていることを確認する。

未臨界状態の維持確認に必要な計装設備は、中性子源領域中性子束等である。

7.4.4.2 燃料損傷防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、定期検査中、原子炉起動前までは希釈が生じない措置を講じることを考慮し、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で、「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」である。

なお、希釈操作中に外部電源が喪失した場合、希釈信号は直流電源より受電しているため希釈信号は保持されるものの希釈水弁が自動閉止し、1次系純水ポンプが停止するため、1次冷却系内に希釈水が流入することはない。1次系純水ポンプは、非常用母線から受電しているが、外部電源喪失により停止し、起動信号保持回路はリセットされる。したがって、ディーゼル発電機からの受電後も再起動はしない。

また、原子炉停止中において、1次冷却系の水抜き開始から燃料取出しまでの期間及び燃料装荷開始から1次冷却系の水張り完了までの期間については、1次冷却系へ純水を補給する系統の手動弁を閉止運用する等、機器の誤動作による1次冷却材の希釈を防止する措置を講じ設備及び手順の両面から反応度事故の発生防止を図っている。

本重要事故シーケンスでは、事象発生から臨界に至るまでの時間が重要となる。よって、希釈が開始されてから「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信及び臨界に至るまでの時間を求め、運転員が警報により異常な状態を検知し、臨界に至る前に希釈停止操

作を実施するための時間余裕を評価する。

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

(2) 有効性評価の条件

本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第 7.4.4.2 表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。

a. 初期条件

(a) 制御棒位置

低温停止状態における制御棒位置として、全挿入状態とする。

(b) 1 次冷却系有効体積

1 次冷却系の体積は、小さいほど希釈率が大きく、反応度添加率が増加するため、評価結果が厳しくなるような値として、1 次冷却系の有効体積は加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた 203m³とする。

(c) 初期ほう素濃度

原子炉停止中の 1 次冷却系は、燃料取替用水タンクのほう酸水で満たされており、ほう素濃度は 2,600ppm とする。

(d) 臨界ほう素濃度

サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における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、1,650ppm とする。

b. 事故条件

(a) 起因事象

起因事象として、原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1 次冷却材中に純水が注水されることを想定する。

1 次冷却系への純水補給最大流量は、1 次系純水ポンプ 2 台運転時の全補給容量（約 79m³/h）に余裕を持たせた値である 81.8m³/h とする。

(b) 外部電源

外部電源はあるものとする。

1 次系純水ポンプにより原子炉へ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、外部電源はある場合を想定する。

c. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 「中性子源領域炉停止時中性子束高」設定値

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、設定値に余裕を見込んだ値として、停止時中性子束レベルの 0.8 デカード上とする。

d. 重大事故等対策に関連する操作条件

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

(a) 希釈停止操作の開始は「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、操作に 1 分を要するものとする。

(3) 有効性評価の結果

本重要事故シーケンスの事象進展を第 7.4.4.2 図に示す。

a. 事象進展

原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の故障、誤作動等により、1 次冷却材中に純水が注水される。このため、1 次冷却材中のほう素濃度が低下するが、事象発生約 55 分後に「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。警報発信の 10 分後の約 65 分後に 1 次系純水ポンプの停止や弁の閉止等の純水注水停止操作を実施し、1 次冷却材の希釈を停止する。希釈停止までの間、炉心は臨界に至ることなく未臨界を維持する。希釈停止後、ほう酸注入による濃縮操作により、事象発生前の初期ほう素濃度

まで濃縮し、未臨界を確保する。

b. 評価項目等

第 7.4.4.4 図に示すとおり、希釈開始から「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信されるまで約 55 分を要し、臨界に至るまでにはさらに約 13 分を要する。

したがって、運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作の実施に十分な時間余裕があり、未臨界を維持することができる。

なお、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線遮蔽を維持できる。

その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。なお、臨界ほう酸濃度である 1,650ppm まで希釈された際に、初期ほう酸濃度 2,600ppm まで濃縮するのに要する時間は約 37 分である。

7.4.4.3 評価条件の不確かさの影響評価

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

本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員操作である希釈停止操作により、反応度添加を停止することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員操作は、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信を起点とする希釈停止とする。

(1) 評価条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.4.4.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さ

くなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる 1 次系純水注水流量及び臨界ほう素濃度に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

1 次系純水注水流量を最確値とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。

臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、臨界到達までの時間が長くなることから、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなり、警報発信を起点とする希釈停止の開始が遅くなる。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

1 次系純水注水流量を最確値とした場合、評価条件で設定している純水注水流量より少なくなるため、ほう素濃度が低下しにくくなり、臨界到達までの時間が長くなることから、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

臨界ほう素濃度を最確値とした場合、評価条件で設定している臨界ほう素濃度より低くなるため、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

b. 操作条件

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

影響を確認する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

希釈停止は、第 7.4.4.3 図に示すとおり、中央制御室の操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

希釈停止の操作開始時間については、評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間の差異等によって操作開始が早くなる場合には、事象発生から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、1 次系純水注水流量等の不確かさにより事象進展が遅くなり、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信時間が遅くなることで操作開始が遅くなるが、「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報発信から臨界までの時間余裕が大きくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

なお、「7.4.4.3(2) 操作時間余裕の把握」において、警報発信から希釈停止を開始した場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 操作時間余裕の把握

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

希釈停止の操作時間としては、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約 13 分かかるのに対し、警報による事象の検知及び判断に 10 分、その後の希釈停止操作に 1 分の計 11 分で完了できることから、臨界に達するまで 2 分の時間余裕があることを確認した。

なお、評価では警報発信に伴い反応度誤投入の判断後、希釈停止を実施することとしているが、運転員は、原子炉補給水補給流量積

算制御器の動作音や炉外核計装装置可聴計数率計の計数音間隔の変化により 1 次冷却系の希釈を早期に検知することができ、臨界に至るまでの希釈停止の操作時間余裕は十分ある。

(3) まとめ

評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員による希釈停止操作を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

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

7.4.4.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、1 号炉及び 2 号炉については「7.4.4.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり 12 名、3 号炉及び 4 号炉については 12 名であり、合計 23 名（全体指揮者 1 名は共通）で対処可能である。したがって、「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員 128 名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

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

ることを確認する。

a. 水源

本重要事故シーケンスにおいて、重大事故等対策時に必要な水源はない。

b. 燃料

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

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

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

c. 電源

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

7.4.4.5 結論

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」では、原子炉の起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1 次冷却材中に純水が注水される。このため、1 次冷却材中のほう素濃度が低下することに伴い反応度が添加されることで、炉心が臨界に達し、燃料損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する燃料損傷防止対策としては、純水注水を停止し、ほう酸注入により 1 次冷却材を濃縮する対策を整備している。

事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の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動作等により原子炉へ純水が流入する事故」について有効性評価を行った。

上記の場合においても、原子炉が臨界になる前に、運転員が警報により異常な状態を検知し、希釈停止操作実施に十分な時間余裕があり、未臨界は維持される。また、当該期間においては純水が注水され、原子炉容器は水で満たされている状態で維持されており、燃料有効長頂部が冠水している状態であるとともに、原子炉容器ふたが閉止されている状態であることから、放射線の遮蔽は維持される。その後は、ほう酸注入による濃縮操作により長期にわたる未臨界の維持が可能である。

その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。

評価条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

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

以上のことから、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」において、希釈停止操作等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対して有効である。

第 7.4.4.1 表 「反応度の誤投入」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
a. 反応度の誤投入の判断	・ 1 次冷却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、純水補給流量積算制御器の動作音及び炉外核計装装置可聴計数率計の計数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。 ・ 停止時中性子束レベルの 0.5 デカード以上となれば、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報が発信する。	—	—	中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
b. 原子炉格納容器からの退避指示及び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ケ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、格納容器エアロックを閉止する。	—	—	—
c. 希釈停止操作	・ 1 次系純水ポンプの停止及び当該系統の弁の閉操作により、純水補給流量積算制御器の動作停止を確認する。	—	—	—
d. ほう酸濃縮操作	・ ほう酸ポンプ起動及び緊急ほう酸注入弁を開操作し、緊急ほう酸濃縮操作を行い、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 緊急ほう酸注入弁	—	ほう酸タンク水位 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
e. 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、炉外核計装装置可聴計数率計の計数音間隔が事象発生前に戻っていることを確認する。 ・ 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以上に戻っていることを確認する。	—	—	中間領域中性子束 中性子源領域中性子束

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

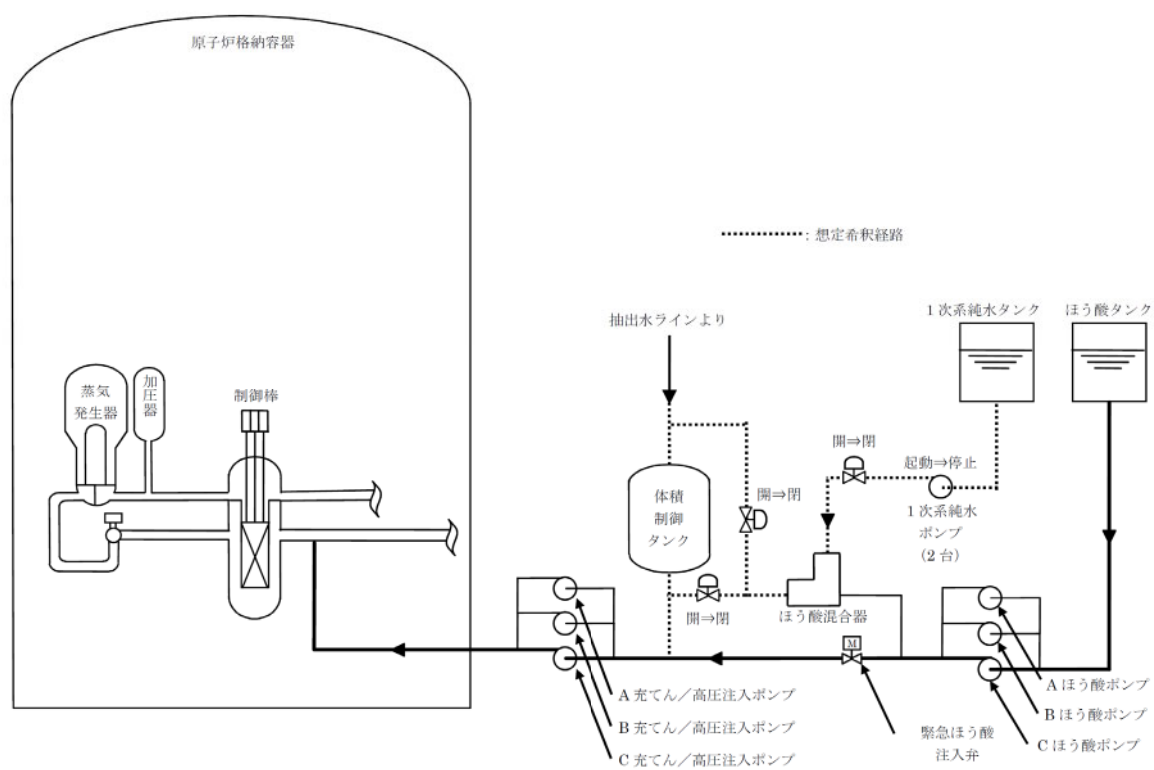
第 7.4.4.2 表 「反応度の誤投入」の主要評価条件（原子炉起動時に、化学体積制御系の
弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故）（1/2）

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次冷却系有効体積	203m ³		1次冷却系の体積は、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、加圧器、原子炉容器上部ドーム部、炉心内バイパス等を除いた1次冷却系の有効体積を厳しい値として設定。
	初期ほう素濃度	2,600ppm (燃料取替時のほう素濃度)		原子炉停止中の1次冷却系は、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下限値を厳しい値として設定。
	臨界ほう素濃度	1,650ppm*		サイクル初期、低温状態、制御棒全挿入状態における平衡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次冷却系への純水注水	81.8m ³ /h	原子炉の運転停止中に、化学体積制御系の弁の誤動作等により、1次冷却材中に純水が注水されるとして設定。1次系純水ポンプ2台運転時の全補給容量（約79m 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。

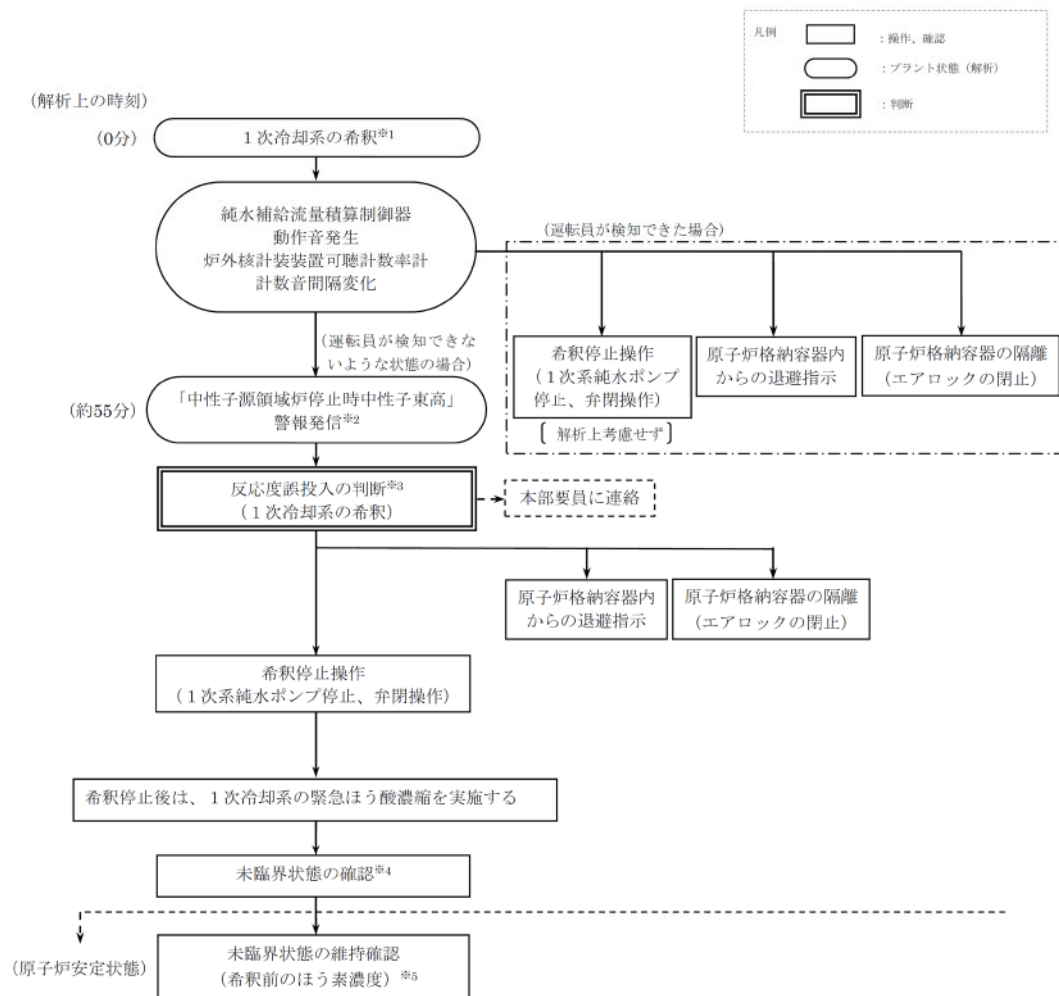
※低温停止、制御棒全挿入状態における平衡炉心のサイクル初期臨界ほう素濃度評価値（約1,230ppm）に、取替炉心による変動分（300ppm）+核的不確定性（100ppm）を考慮し、50ppm単位で切り上げた値

第 7.4.4.2 表 「反応度の誤投入」の主要評価条件（原子炉起動時に、化学体積制御系の
弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故）（2/2）

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	外部電源	外部電源あり	1 次系純水ポンプにより原子炉へ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、外部電源はある場合を設定。
重大事故等対策に関する機器条件	「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増加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」 の警報発信から 10 分後 ＋希釈停止操作時間(1 分)	運転員等操作時間として、事象の検知及び判断に 10 分、希釈停止操作に 1 分を想定。

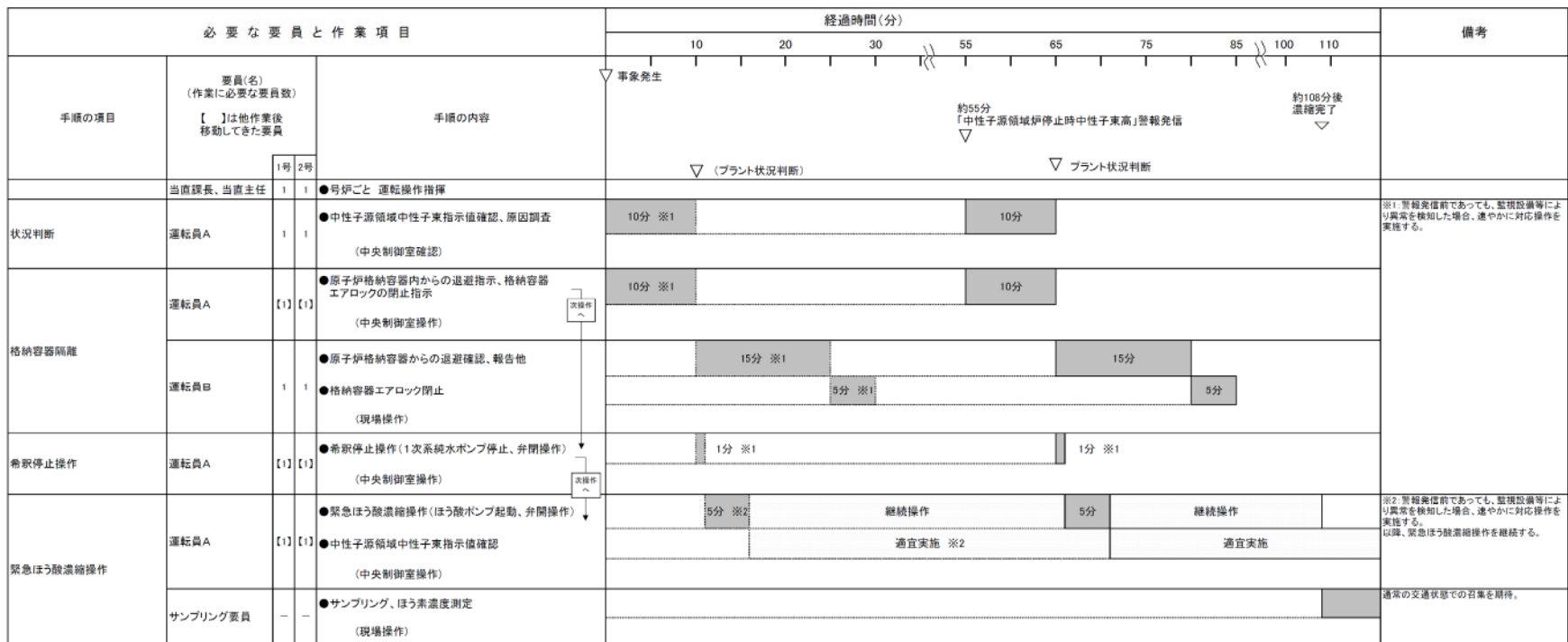


第 7.4.4.1 図 「反応度の誤投入」の重大事故等対策の概略系統図



- ※1 : 1次冷却系水位を低下させる場合は、1次冷却系へ純水を補給する系統を隔離する運用であり、隔離弁は施錠閉するため、1次冷却系が希釈される事象は発生しない。
このため臨界到達までの時間余裕が厳しい原子炉起動時において、ほう素希釈運転中の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象を想定する。
- ※2 : 「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報の発信により運転員が異常状態を検知し、希釈停止操作に移行する。
- ※3 : 反応度誤投入の確認は以下で行う。
原子炉補給水補給流量積算動作、純水補給流量積算制御器動作、炉外核計装装置可聴計数率計計数音間隔、「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報、中性子源領域中性子束レベル上昇、中間領域中性子束レベル上昇、中性子源領域起動率が正側を指示、中間領域起動率が正側を指示。
- ※4 : 未臨界状態の確認は以下で行う。
中性子源領域中性子束レベル低下、中性子源領域起動率が負側を指示。
- ※5 : 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、ほう素濃度が希釈前のほう素濃度以上であることをサンプリングにより確認する。

第 7.4.4.2 図 「反応度の誤投入」の対応手順の概要 (「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)



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

第 7.4.4.3 図 「反応度の誤投入」の作業と所要時間

(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)

初期ほう素濃度 C_{BO} からほう素濃度 C に至るまで

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

{

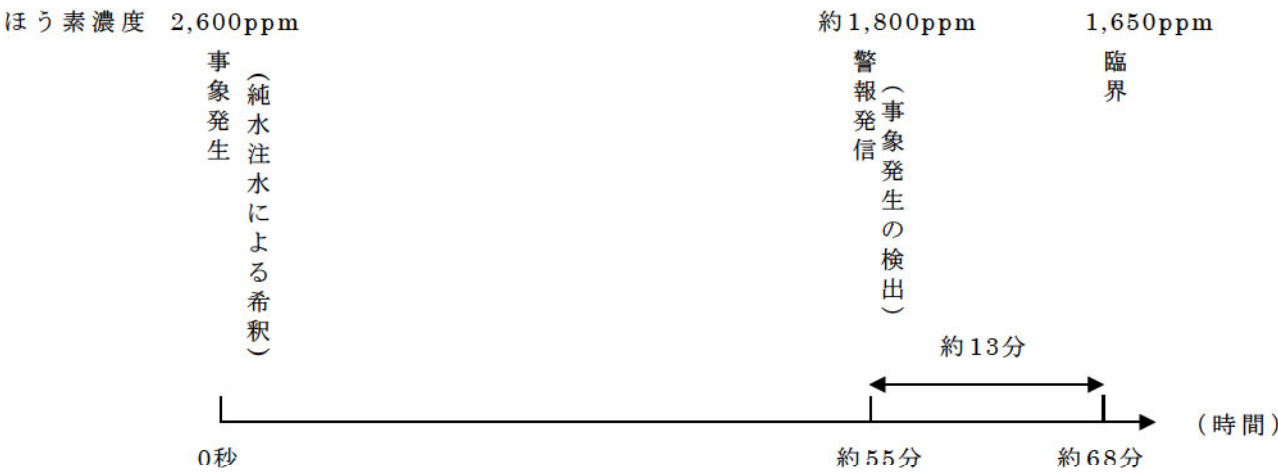
t : 希釈にかかる時間(h)

V : 1次冷却系有効体積(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	事象発生約55分後
臨 界	警報発信約13分後



第 7.4.4.4 図 反応度の誤投入時の臨界到達時間評価結果

7.5 必要な要員及び資源の評価

7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件

(1) 要員の評価条件

- a. 各事故シーケンスにおける要員については、保守的に 1 号炉、2 号炉、3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策時に対応可能であるか評価を行う。
- b. 要員の評価においては、重大事故等対策要員（運転員、本部要員、緊急安全対策要員及び召集要員）により、必要な作業対応が可能であることを評価する。なお、発電所構外から召集されるその他の要員については、実際の運用では、集まり次第作業対応は可能であるが、評価上は見込まないものとする。
- c. 屋外作業に係る要員の評価においては、1 号炉及び 2 号炉の屋外作業実施に必要なアクセスルート復旧作業時間 67 分を考慮して評価を行う。なお、復旧作業時間 67 分は、重大事故等対策要員（緊急安全対策要員）の参集時間 30 分とアクセスルート復旧時間として訓練実績や文献を参考にして算出した時間 37 分の合計により想定した時間である。

(2) 資源の評価条件

a. 全般

- (a) 重大事故等対策の有効性評価において、駆動源の喪失により通常系統からの注水及び給電が不可能となる事象についての水源、燃料及び電源に関する評価を実施する。また、前提として、有効性評価の条件（各重要事故シーケンス等特有の解析条件又は評価条件）を考慮する。

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

b. 水源

- (a) 炉心への注水においては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた注

水を実施する場合の水源となる燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）の枯渇時間を算出し、枯渇するまでに格納容器サンプ B を水源とした再循環運転が可能であることを評価する。

(b) 蒸気発生器への注水においては、復水タンク（513m³：有効水量）の枯渇時間を算出し、枯渇するまでに送水車を用いた海水補給が可能であること又は余熱除去系統による冷却が可能であることを評価する。

(c) 原子炉格納容器への注水においては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた注水を実施する場合の水源となる燃料取替用水タンク（1,325m³：有効水量）の枯渇時間を算出し、枯渇するまでに水源を復水タンクに切り替え、送水車による復水タンクへの海水補給が可能であることを評価する。

(d) 使用済燃料ピットへの注水については海を水源とする。

(e) 水源の評価については、事象進展が早い重要事故シーケンス等が水源（必要水量）としても厳しい評価となることから、重要事故シーケンス等の評価し成立性を確認する事で、事故シーケンスグループ等も包絡されることを確認する。

c. 燃料

(a) 空冷式非常用発電装置、大容量ポンプ、電源車（緊急時対策所用）及び送水車用の燃料（重油）が備蓄量にて 7 日間運転継続が可能であることを評価する。

(b) 各事故シーケンスの事故条件で、事象進展上厳しく評価する場合又は資源の確保の観点から厳しく評価するために外部電源なしとした場合は、ディーゼル発電機からの給電による燃料消費量の算出を行う。また、外部電源がある場合においても、仮に外部電源が喪失しディーゼル発電機から給電したことを想定し、燃料消費量の確認を行う。この場合、燃料（重油）の備蓄量として、燃料油貯油そう（180kℓ（1 基当たり）2 基）の合計油量（360kℓ）を考慮する。

(c) 各事故シーケンスの事故条件で全交流動力電源喪失とした場合