

令和3年 3月24日
四国電力株式会社

停止中（ミッドループ運転時）の事象進展予測および炉内の状況を把握するパラメータについて

2/25の面談で指摘いただいた事項について、下記のとおり回答します。

○停止中（ミッドループ運転時）の事象進展予測について

パンチリストでも回答しておりますが、プラント停止時における具体的な事故進展予測に簡易解析ツール（iPASS）は使用できませんが、事故発生時の状況に応じて以下の①、②の情報を基に、炉心露出および炉心損傷までの事象進展予測が可能です。

①崩壊熱、炉心の保有水量を考慮した余熱除去機能喪失時における炉心露出までの時間

プラント停止からの経過時間を考慮した現実的な崩壊熱、炉心の保有水量に基づき、燃料取出前の状態における余熱除去機能が喪失してから炉心露出に至るまでの時間を定検毎に評価しています。この評価結果は、連絡票「燃料取出前における RHR 機能喪失時の RCS 沸騰時間および燃料露出までの時間について」として、停止中のリスク低減のために所員に周知しています。

②停止中（ミッドループ運転時）の余熱除去機能喪失時における炉心露出から炉心損傷までの時間（原子炉設置変更許可における有効性評価（停止時崩壊熱除去機能喪失）と同じ評価条件による評価結果）と崩壊熱に基づく概略評価結果

伊方3号機の停止中（ミッドループ運転時）における余熱除去機能喪失の有効性評価と同じ評価条件を基に、緩和策を考慮しない場合の燃料被覆管温度を別途解析しており、その評価結果によると、炉心露出から燃料被覆管温度が1200℃*1に到達するまでの時間は約20分となっています。炉心露出から炉心損傷までの時間は、崩壊熱の大きさに依存することから、本評価における崩壊熱と炉心露出から炉心損傷までの時間との関係を基に、①で使用したプラント停止からの経過時間を考慮した現実的な崩壊熱を用いて、炉心損傷までの時間を下記の式で概算することができます。

$$\text{炉心露出～損傷までの時間} = \frac{\text{崩壊熱}(18.6\text{MWt}) \times \text{炉心露出～損傷までの時間}(20\text{分})}{\text{余熱除去機能喪失時の現実的な崩壊熱}}$$

* 1. 「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがあるとして示されている温度

なお、先日の防災訓練では、①の情報は使用していましたが、②の情報があることを把握しておらず、炉心露出から炉心損傷までの時間予測は、出力運転時の iPASS の評価結果を基に推測した時間を説明しました。このため、今後、プラント停止中に事故が発生した場合においては、十分な検討を行ったうえで、上記予想手法を用いた事象進展予測を実施する運用としたいと考えております。

運用を開始するにあたっては、本手法について社内マニュアルに追記するとともに E R C 備付資料についても記載を追加する方向で検討しております。

また、プラント停止中における事象進展予測が確実に実施できるよう、本運用について関係個所への周知および事象進展予測する要員に対して教育を実施します。

○停止中（ミッドループ運転時）に炉内の状況を把握するパラメータについて

運転中および停止中の重大事故等発生時において、炉心損傷防止対策および原子炉格納容器破損防止対策を実施するために把握することが必要なパラメータは、設置変更許可申請書の技術的能力の中で明確にしており、その妥当性は審査の中で確認されています。それらのパラメータの中で、炉内の状況を把握するパラメータは以下の通りです。

炉内の状況を把握するために必要な監視パラメータ

温度	<ul style="list-style-type: none">・ 1次冷却材高温側温度（広域）・ 1次冷却材低温側温度（広域）・ 炉心出口温度
圧力	<ul style="list-style-type: none">・ 1次冷却材圧力・ 加圧器圧力
水位	<ul style="list-style-type: none">・ 加圧器水位・ 原子炉容器水位・ R/V フランジ面下水位

今年度の訓練においては、炉内 T / C の分解作業に着手しており、炉心出口温度が監視できない想定でしたが、1次冷却材高温側、低温側の温度により炉内の状況を把握できていたことから、ミッドループ運転時においても監視パラメータは問題ないと考えています。

以 上

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (1 / 10)

【推定ケース】

- ケース 1 : 同一物理量 (温度、圧力、水位、流量及び放射線量率) から推定する。
- ケース 2 : 水位を注水先若しくは注水先の水位変化又は注水量から推定する。
- ケース 3 : 流量を注水先又は注水元の水位変化を監視することにより推定する。
- ケース 4 : 除熱状態を温度、圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 5 : 1 次冷却系統からの漏えいを水位、圧力等の傾向監視により推定する。
- ケース 6 : 圧力又は温度を水の飽和状態の関係から推定する。
- ケース 7 : 原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるかを推定する。
- ケース 8 : 装置の作動状況により水素濃度を推定する。
- ケース 9 : あらかじめ評価したパラメータの相関関係 (ケース 6 を除く) により水素濃度を推定する。

なお、代替パラメータによる推定にあたっては、代替パラメータの相関関係 (ケース 6 を除く) により水素濃度を推定する。

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の温度	1 次冷却材高温側温度 (広域)	① 1 次冷却材低温側温度 (広域) ② 【炉心出口温度】 ※ 1 ※ 2	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> • 1 次冷却材高温側温度 (広域) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材低温側温度 (広域) により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約 10℃ 程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、温度を推定する。
	1 次冷却材低温側温度 (広域)	① 1 次冷却材高温側温度 (広域) ② 【炉心出口温度】 ※ 1 ※ 2	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> • 1 次冷却材低温側温度 (広域) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度 (広域) により推定する。この推定方法では、重大事故等時において約 10℃ 程度の温度差が生じる可能性があることを考慮する。また、使用可能であれば炉心出口温度 (多様性拡張設備) により、温度を推定する。
	【炉心出口温度】 ※ 1 ※ 2	① 1 次冷却材高温側温度 (広域) ② 1 次冷却材低温側温度 (広域)	ケース 1	<ul style="list-style-type: none"> • 炉心出口温度 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、1 次冷却材高温側温度 (広域) 又は 1 次冷却材低温側温度 (広域) により、温度を推定する。推定は、炉心出口により近い値を示す 1 次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。1 次冷却材高温側温度 (広域) と炉心出口温度の関係は炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点 (350℃) において、1 次冷却材高温側温度 (広域) の方がやや低めの値を示すものの、大きな温度差は見られないことから 1 次冷却材高温側温度 (広域) により炉心損傷を判断することが可能である。

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※ 1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※ 2 常用電源のパラメータ
 【】 : 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。

第 1.15.6 表 代替パラメータによる主要パラメータの推定 (2/10)

分類	主要パラメータ	代替パラメータ	推定ケース	代替パラメータ推定方法
原子炉容器内の圧力	1 次冷却材圧力	①【加圧器圧力】※1※2 ①【蓄圧タンク圧力】※1	ケース1	<ul style="list-style-type: none"> 1 次冷却材圧力の計測が困難となった場合は、原子炉容器内が飽和状態であれば、1 次冷却材高温側温度 (広域) 又は 1 次冷却材低温側温度 (広域) により、圧力を推定する。推定は、1 次冷却材高温側温度 (広域)、1 次冷却材低温側温度 (広域) の順で優先し使用する。原子炉容器内が飽和状態でない場合は不確かさを生じることが考慮される。また、使用可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (多様性拡張設備) にて推定する。なお、蓄圧タンク注入中は蓄圧タンク圧力 (多様性拡張設備) により推定する。
		② 1 次冷却材高温側温度 (広域) ③ 1 次冷却材低温側温度 (広域)	ケース6	
原子炉容器内の水位	【加圧器圧力】※1※2	① 1 次冷却材圧力	ケース1	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器圧力 (多様性拡張設備) の計測が困難となった場合は、計測範囲が広い 1 次冷却材圧力により圧力を推定する。
		① 原子炉容器水位	ケース1	
	加圧器水位	② 1 次冷却材圧力 ② 1 次冷却材高温側温度 (広域)	ケース6	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位の計測が困難となった場合は、原子炉容器水位により、水位を推定する。また、原子炉容器内がサブクール状態が過熱状態かを監視することで、原子炉容器内の水位が炉心上端以上で冠水状態であるか否かを推定する。また、推定は、原子炉容器内の水位を直接計測している原子炉容器水位を優先するが、加圧器の下部に位置しているため、加圧器水位の計測範囲を考慮する。
		① 1 次冷却材高温側温度 (広域) ① 1 次冷却材低温側温度 (広域) ②【余熱除去ポンプ出口圧力】※1	ケース6 ケース4	

番号 : 代替パラメータの番号は優先順位を示す。
 ※1 耐震性又は耐環境性が低いパラメータ、※2 常用電源のパラメータ
 【 】 : 有効監視パラメータ又は常用代替監視パラメータを示す。