

泊発電所3号機
審査会合における指摘事項に対する
回答について

【重大事故等対策有効性評価 成立性確認】

平成26年1月21日
北海道電力株式会社

フィードアンドブリードへの移行判断時における蒸気発生器の広域水位計の指示について

1. 蒸気発生器水位計測原理

蒸気発生器水位計の概略図を図-1に示す。

蒸気発生器水位計の低圧側にはコンデンスポットを設けており、水位計使用時にコンデンスポットは常に液相で満水としている。

水位計はこの液相で満水としている低圧側にかかる圧力と、下部管台から取り出した高圧側にかかる圧力の差圧を計測することにより、水位を計測する。

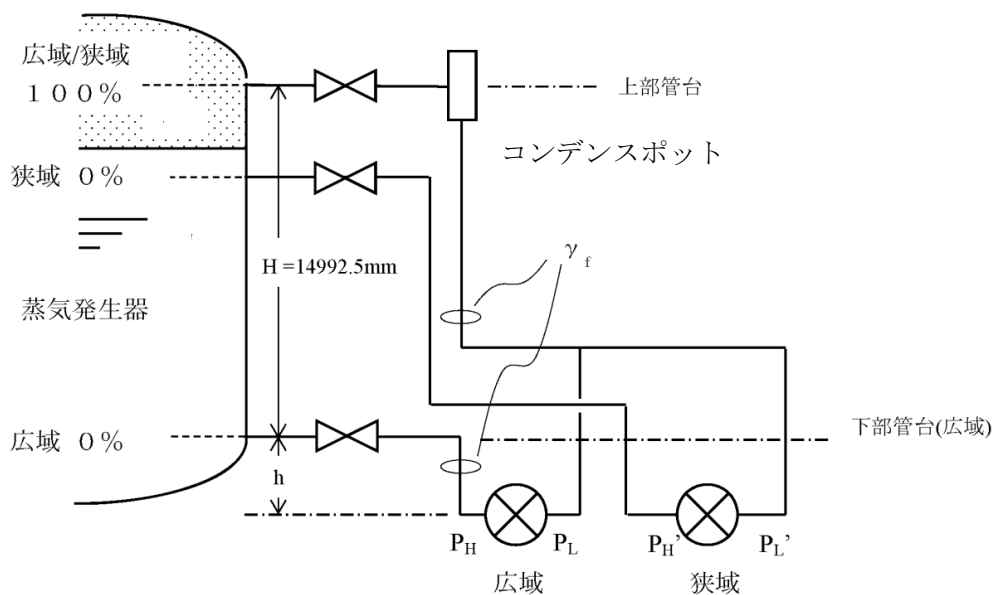


図-1 蒸気発生器水位計概略図

2. フィードアンドブリード移行判断への影響

蒸気発生器広域水位計は、定期検査での蒸気発生器の水張り時における水位を確認することを主目的としていることから、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。

一方、高温状態においては、蒸気発生器内の水、蒸気の密度が異なるため、上記のように校正された広域水位計は実水位と異なる指示を示すことになるが、高温状態における広域水位計の指示値を、高温状態における蒸気発生器内の水、蒸気の密度を元に補正することにより、実水位を推定することができる。

高温停止状態（約 286℃、約 7MPa）における広域水位計指示と水位との関係を図-2に示す。これは、当該事象のフィードアンドブリード判断時の蒸気発生器の温度・圧力における広域水位計指示の関係と概ね同等である。

2次系の除熱機能喪失は、全給水喪失事象（給水ポンプ停止、補助給水ポンプ不動作）であり、ドライアウトするまでの蒸気発生器内（2次系）の温度、圧力はほぼ飽和状態で、主蒸気逃がし弁および主蒸気安全弁の開閉動作により圧力が若干の脈動をするものの、ほぼ安定した状態である（図-3）。また、1次系温度も蒸気発生器がドライアウトするまでは安定して推移する（図-4）。さらには、本事象では蒸気発生器がドライアウトするまでの間、蒸気発生器水位検出器および検出配管が設置される格納容器内の環境（温度、圧力等）が変化することはない。従って、蒸気発生器広域水位は、概ね当該時点における蒸気発生器内の飽和温度、圧力に応じた図-2の指示になるものと考える。

このため、蒸気発生器広域水位計による運転員の蒸気発生器ドライアウト到達によるフイードアンドブリードへの移行判断は十分可能と考える。

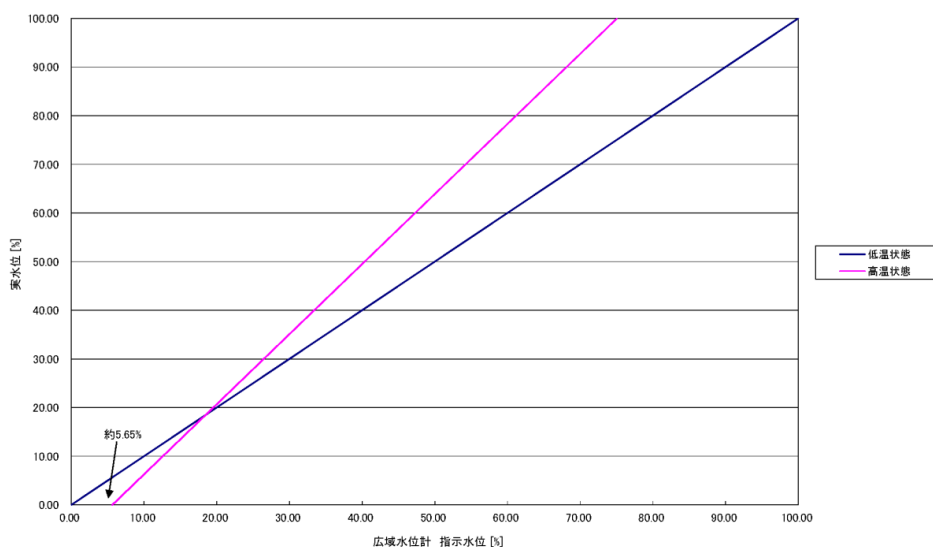
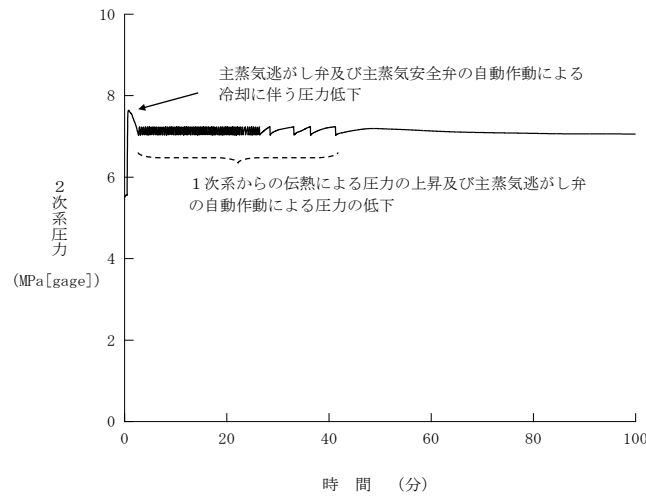
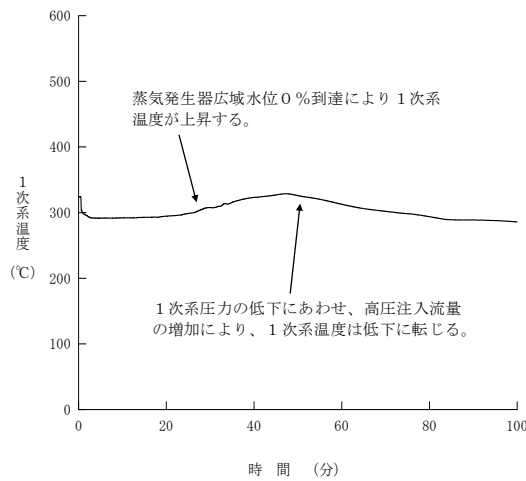


図-2 高温停止状態における蒸気発生器広域水位計指示と水位の関係



事象発生直後、2次系圧力が上昇するが、主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁の作動により低下する。以降1次系からの伝熱による圧力の上昇及び主蒸気逃がし弁の自動作動により圧力が低下する。

図-3 2次系からの除熱機能喪失事象における2次系圧力の推移



蒸気発生器広域水位0%到達により1次系温度が上昇するが、1次系圧力の低下に合わせ、高圧注入流量の増加により、1次系温度は低下に転じる。

図-4 2次系からの除熱機能喪失事象における1次系温度の推移

以上

中小LOCAにおける破断ロスペクトル解析について

(1) 破断口径上限を6インチとした考え方について

ECCS注水機能喪失については中小LOCAを対象とし、その破断面積については等価口径2インチから6インチの範囲で評価を行っている。その等価口径については、以下の考え方により6インチを上限としている。

設計基準事故において、大破断LOCAは両端破断を想定し流出係数を0.4から1.0に変化させて解析しており、これは破断口径を約17インチから約27.5インチに変化させることに相当する。また、小破断LOCAの破断口径は、破断流量が充てん流量を上回る破断口径(2インチ以下)から1ft²(約13.5インチ口径)相当として扱っており、中破断LOCAについては明確に定義していない。

一方、PRA上のLOCAの分類については、設計基準事象を超える想定に対し、十分な炉心冷却を行うのに必要な緩和設備の種類(蓄圧注入系、低圧注入系および高圧注入系等)および組み合わせ、また、その機能喪失等を考慮して分類を詳細化することが一般的であり、その分類毎で事象発生確率を導出するという観点から、「原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル1PSA編:2008)」を参考に、以下のとおり区分している。

・大破断LOCA

1次系主配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系と低圧注入系により炉心冷却が可能なものとして、破断口面積が等価口径6インチから1次冷却系主配管の両端破断相当までのもの。

・中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかなもので、蓄圧注入系と高圧注入系により炉心の冷却が可能なものとして、破断口面積が等価口径2インチから6インチまでのもの。

・小破断LOCA

中破断LOCAより更に破断口が小さなもので、高圧注入系で1次冷却材の補填が可能であるが、破断流による1次系からのエネルギー放出が小さいため、崩壊熱の除去には2次系による冷却が必要なものとして、破断口面積が等価口径2インチ未満のもの。

ECCS注水機能喪失では、このPRA上の観点を考慮し、高圧注入の失敗によりSA対策である主蒸気逃がし弁の強制開放・蒸気発生器2次側冷却による1次系減圧を用いなければ炉心損傷に至りうる最大の破断口径として、6インチ口径破断を中小破断LOCAの上限として設定している^{※1}。

なお、2インチ口径未満の領域では、破断流量が少なくなり炉心露出までの余裕が拡大し、2インチ破断口径の結果に包絡されることから2インチ破断口径を下限として設定している。

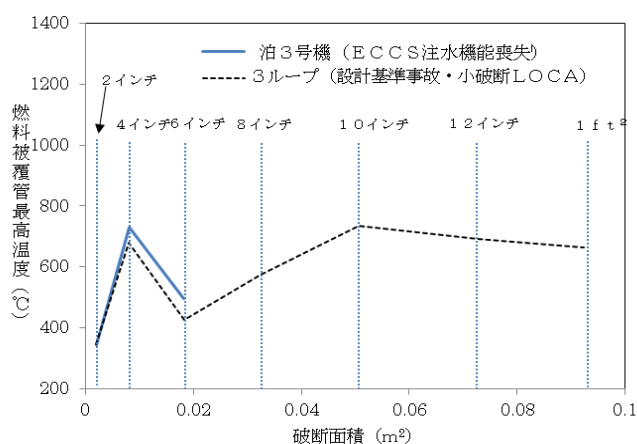
※1: ECCS注水機能喪失では、6インチ破断口径のケースにおいて、1次系圧力が早期に減少し、2次系強制冷却(約11分開始)の前に蓄圧注入(約4.5分)が始まり、炉心冠水が維持される。この結果から、6インチ破断口径以上では高圧注入系の事象収束への寄与は小さく、2次系強制冷却を行わなくても、蓄圧注入+低圧注入系により対処でき、その結果は従来の設計基準事故における小破断LOCAと類似する傾向を示すことが推定できる。従って、中小LOCA破断のケースとして6インチ口径破断を上限としている。

(2) 口径4インチ破断が最も厳しい理由について

破断口径が大きくなると、1次系減圧が早く進み、蓄圧注入及び低圧注入により炉心の冷却が促進される傾向となる。一方、破断口径が小さくなるに従い1次系からの冷却材流出が小さくなり、炉心露出までの時間的余裕が拡大する。従って、前述の破断口径の範囲内では、中間に位置する破断口径で炉心損傷に対する余裕が低下する傾向となり、泊3号機を対象としたECCS注水機能喪失では、2、4および6インチの破断ロスベクトル解析の結果、下記のように4インチ口径破断が厳しい結果となる。

- ・破断口径が4インチより大きくなると1次系保有水の流出が早まるものの、減圧も早まることから蓄圧注入及び低圧注入も早まり、被覆管最高温度（PCT）は大きく抑制される。
- ・一方、破断口径が4インチより小さくなると、事象進展は相対的に遅く、1次冷却材の流出が低減することから、炉心露出のタイミングも遅くなり、PCTは大きく抑制される。

このように、今回の有効性評価におけるECCS注水機能喪失の破断口径スペクトルの傾向は、従来の設計基準事故における小破断LOCAのスペクトル分析データ（図1）とも類似した傾向を示す。



2、4および6インチの有効性評価において、PCTそのものについては、高圧注入機能喪失を仮定していることから、ECCS注水機能喪失が設計基準事故条件で実施する小破断LOCA解析結果よりも厳しくなる傾向である。

図1 設計基準事故・小破断LOCA時とECCS注水機能喪失における破断口径スペクトル

停止時の事故シーケンスでの原子炉格納容器内の 自然対流冷却に至る長期的な温度・圧力の推移について

停止時の事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプ又は充てんポンプにより炉心注入を行い、その後、高圧再循環による炉心注水及び格納容器自然対流冷却に移行し、長期冷却を行うこととしている。

本長期冷却時の原子炉格納容器内の自然対流冷却に至る長期的な温度・圧力の応答として、格納容器温度が 110℃(ダクト開放機構が開放される温度)及び格納容器内圧力が最高使用圧力に到達する時間を以下のとおり概略評価した。

- ①全交流動力電源喪失時(RCPシールLOCAが発生する場合)における格納容器内温度・圧力評価の結果より、格納容器温度 110℃及び格納容器内圧力が最高使用圧力に到達時の格納容器内への破断放出エネルギー積算量を算定

格納容器雰囲気温度が110℃に到達するまでのエネルギー積算量	格納容器内圧力が最高使用圧力に到達するまでのエネルギー積算量
約 2.4×10^9 kJ	約 3.9×10^9 kJ

- ②停止時の「崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失」「冷却材流出」各々の事故シーケンスの結果から、格納容器内への放出エネルギー積算量の推移は図1及び図2に示すとおりであり、300分以降については、エネルギー放出量一定と仮定した。本結果から格納容器内への放出積算エネルギー量が①のエネルギーと同じとなる時間を確認し、格納容器雰囲気温度が 110℃に到達する時刻及び格納容器内圧力が最高使用圧力に到達する時刻を以下のとおり推定した。

ケース	格納容器雰囲気温度 110℃到達時刻	格納容器内圧力が最高 使用圧力到達時刻
停止時 (崩壊熱除去機能喪失及び全交流動力電源喪失)	約 35 時間後	約 55 時間後
停止時 (原子炉冷却材の流出)	約 250 時間後	約 410 時間後

以上の結果から、停止時の事故シーケンスにおける格納容器内温度及び圧力の上昇は緩慢であり、自然対流冷却の実施に必要な運転操作時間(原子炉補機冷却系が使用可能な場合:約 25 分、再循環ユニットへの海水給水による冷却必要な場合:約 4 時間)と比較しても、格納容器雰囲気温度 110℃及び格納容器内圧力が最高使用圧力に到達するまでには十分な時間余裕がある。

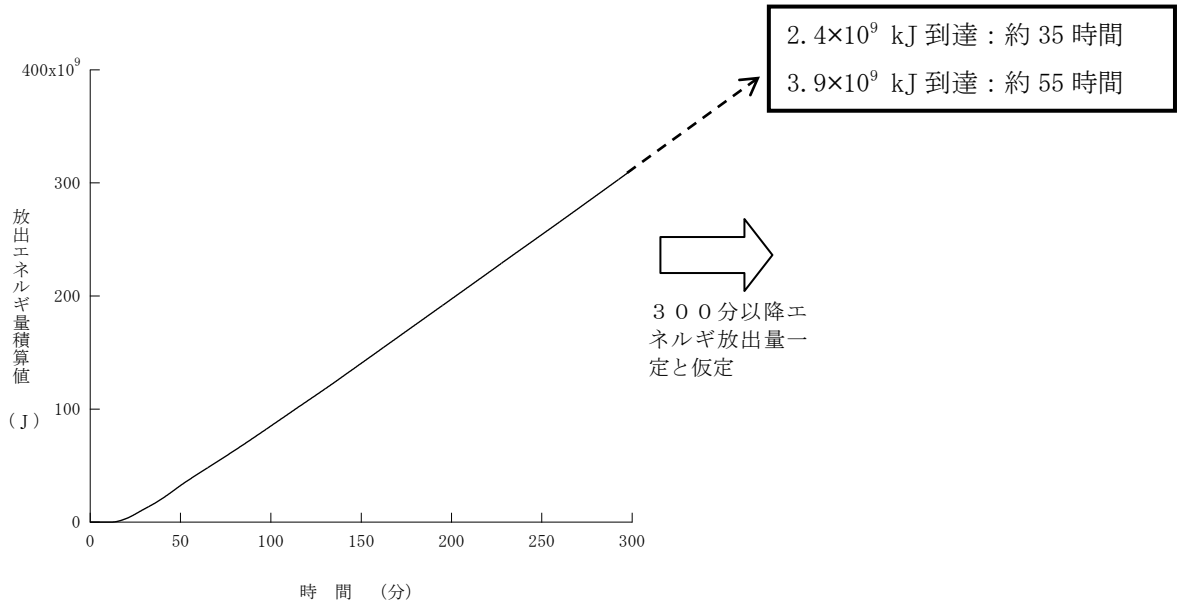


図1 「停止時(全交流電源喪失)」の格納容器内への放出エネルギー積算値

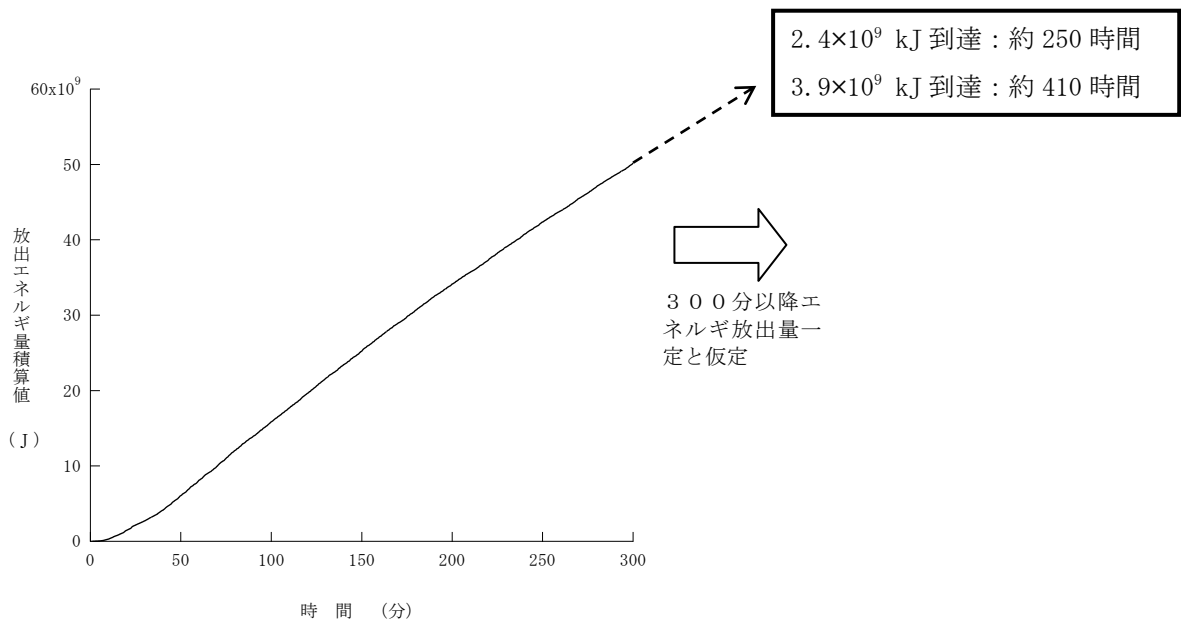


図2 「停止時(原子炉冷却材の流出)」の格納容器内への放出エネルギー積算値