

設置許可申請書安全解析の解析条件に関する整理について

1. 背景

一昨年末、設置許可申請書における安全解析コードへの入力である原子炉水位設定に関し、申請書記載値と実際の解析使用値に差異があることが判明した。調査の結果、以下の認識が確認され、NISA 審査課殿からも「過去の許認可判断の正当性に影響を与えるものではない。」とのご判断を頂いた。

- ・大部分は単位換算程度の違いであり、比較的大きく相違する値についても相応の根拠があることから、「解析の誤り」とまでは言えない。
- ・意図的に数値を改竄したものではない。
- ・原子炉水位設定の差異が解析結果へ与える影響は小さい。(参考資料参照)

ただし、解析者が各々の立場で解析使用値を設定しており、統一的な考え方が出来ていないことから、申請者として今後改善することとした。また、審査課殿より「より明確で統一的な扱いが出来るよう、解析者であるメーカーも含めてBWR電力大で検討すること。」との宿題を頂いた。

2. 安全解析使用値に関する基本方針

今回の件を踏まえ、添付1のとおり、原子炉水位に関する懸案の整理及び原子炉水位以外の解析使用値全般の取扱いに関する考え方の統一を行った。

今後の設置許可申請において新たに実施する許認可解析に関し、この考え方にに基づき適正化を図ることとする。ただし、(既に解析が終了している申請予定案件の場合は)申請・審査スケジュールや再解析を実施することの合理性も踏まえて判断するものとする。

3. 入力項目の確認

今後実施する許認可申請用安全解析においては、申請書に記載されている主要な入力項目について、解析実施状況調査等で確認することとする。

具体的には、以下の解析条件を対象に、添付十「1.3 解析に使用する計算プログラム」に記載している解析コードへの入力の取扱いが、上記基本方針に照らして妥当であることを確認する。

- ・添付十「2.2.2 解析条件」に記載している解析条件
- ・個別事象に記載している解析条件

(個別の初期条件、影響緩和のため考慮する主要な安全機能の作動設定値等)

以上

安全解析使用値に関する基本方針の検討

1. 原子炉水位解析使用値に関する懸案事項及びその対応方針

(発端) 原子炉水位に関する申請書記載値と保安規定記載値の整合確認を発端として、申請書記載値と実際の解析使用値に差異があることがわかった(各解析者間の使用値の差異も含む)。

(要因分析) 主な要因としては、以下のとおり。

1) 単位換算による差異

申請書記載値と実際の解析コードで使用する数値は単位系が異なるため、今回見られた差異の大部分は、設計値または申請書記載値からの単位換算による差異と推定された。

2) 単位換算の基となるデータの相違

上記1)に関連して、換算の基となるデータが各解析者(A型メーカー・B型メーカー)間で異なっていたプラントがあった。

3) 明記されていない保守性

A型メーカーのLOCA解析において、原子炉水位異常低L1水位として保守的な値を解析使用値として、申請書記載値と差異があるプラントがあった。結果として、B型メーカー解析使用値との差異ともなっていた。

4) ドライヤスカート外側水位(計測水位)と内側水位

原子炉水位に関する申請書記載値としてドライヤスカート外側の計測水位を用いるべきところ、一部のプラントの原子炉水位低L3水位について、ドライヤスカート内側の水位を記載していたため、実際のLOCA解析使用値(計測水位)と差異が見られた。

(対応方針)

- ①上記要因1)への対応として、申請書記載値と解析使用値の単位系が異なる場合の解析使用値取扱いルールを検討する。
- ②上記要因2)への対応として、同じ入力項目であっても各解析者の解析コードによって単位系が異なる場合を考慮して、換算の基となるデータについて各解析者間で共有できるようなルールを検討する。
- ③上記要因3)への対応として、LOCA解析におけるL1水位は申請書記載値と解析使用値の整合を図る。
- ④上記要因4)への対応として、申請書記載値はドライヤスカート外側の計測水位とする。また、本要因に関連して、LOCA解析コード(SAFER, SALUTE)の特性(L3水位を計測するドライヤスカート外側と、ドライヤスカート内側には、ドライヤによる圧力損失のため水位差が生じるが、解析モデルではこの水位差を考慮していない。従来はこの差分だけ高めの水位で解析していた。)を考慮し、解析使用値として適切な値を検討する。
- ⑤その他、本件調査時のコメント等への対応として、以下の2点も検討する。
 - ・REDY以外のコード(BANDIX, SAFER, SALUTE)は原子炉水位としてRPV底部からの値を解析使用値としているにもかかわらず、申請書記載はセパレータスカート下端等からの相対値のみであり、実際の解析使用値が分からない。このため、申請書記載方法に

- について検討する。
- ・ 今回の発端として、原子炉水位の現行申請書記載値（実際の記載値は相対値なので、記載値から算出できる値）と後段の保安規定等記載値に差異（単位換算による差異等）があったことを踏まえ、今後実施する許認可申請解析等で上記方針のとおり解析使用値も含めた整合を図る。

2. 安全解析使用値に関する基本方針のまとめ

上記1. の対応方針を踏まえ検討した結果、以下のとおり考え方を統一することとした。

(1) 安全解析使用値全般の取扱いについて

1-1) 各解析者において、申請書記載値と解析使用値の単位系が異なる場合の基本ルールは、以下のとおりとする。

① 換算の基となる数値を明確にし、申請書記載値と解析使用値に不整合が生じないようにする（換算の基となる数値には申請書記載値、設計値等がある）。

② 単位換算方法

a) JIS Z8202「量及び単位」及び JIS Z8203「国際単位系 (SI) 及びその使い方」に従う換算係数を使用する。

b) 換算後の数値を端数処理して解析使用値とする場合の有効桁数は、原則、基となる数値の有効桁数以上とするが、安全側の処理が明らかな場合はこの限りではない。また、換算後の数値の端数処理は、原則として四捨五入とするが、安全側の処理が明らかな場合は切り上げ、切り捨てを適切に行う。

1-2) 解析者間において、解析使用値が解析コードによって単位系が異なる場合もあるため、換算の基となるデータについて共有するよう、申請者は確実にフォローする。なお、解析者間で開示できないデータについては、両者の解析使用値に不整合がないことを、申請者が確認するものとする。

(2) 原子炉水位について

2-1) LOCA 解析における L1 水位

LOCA 解析における L1 水位の解析使用値は申請書記載値とする (A 型メーカーが一部のプラントで用いていた申請書に明記されていない保守性は排除し、解析者間の整合を図る)。

2-2) LOCA 解析における初期水位 (詳細は別紙 1)

解析コード (SAFER, SALUTE) の特性 (解析モデルではドライヤによる圧力損失のための水位差を考慮していない) を考慮し、ABWR プラント以外の BWR プラントにおいては、LOCA 解析における初期水位を現行の [] から [] に変更する。

ABWR プラントにおいては、炉内インベントリが多い方が保守的であるため、LOCA 解析の初期水位は現行通り [] で変更しない (過去の安全審査におけるコメントを反映した経緯がある)。

2-3) 各原子炉水位の申請書記載について

現行の申請書記載はセパレータスカート下端等からの相対値となっているが、REDY 以外の解析コード (SAFER, BANDIX, SALUTE) の入力には RPV 底部からの値を用いていること及び

説明性の向上を考慮し、RPV 底部からの絶対値を併記する。

2-4) 各原子炉水位の解析使用値について

解析使用値は申請書記載値から単位換算するものとし、具体的な数値の取扱いについては上記(1)の基本ルールに従うものとする。

(3) 原子炉水位以外の解析条件について

(2) で記載した原子炉水位以外の解析条件についても、解析者間の整合等を図る観点で確認した結果、以下の2項目について考え方を統一することとする。

①逃がし安全弁設定値(事故解析): 申請書では「安全弁機能が作動すると仮定する」と記載されている(数値記載なし)が、解析使用値は+1%の余裕を見込んでいる(ただし、A型メーカーのLOCA解析のみノミナル値を使用)。

⇒事故解析においては、安全弁の吹出圧力は設定誤差等を考慮して、添付八記載の吹出圧力より1%高い値を使用することとする。

②中性子束高スクラム設定値(RIA): 申請書では「定格出力の約105%(102%)の120%」と記載されているが、B型メーカーの解析使用値は保守的に大きい値(240%)を使用。

⇒申請書記載値を解析使用値にする。

以上

従来型 BWR の LOCA 解析における初期水位変更について

LOCA 解析における初期水位としてのスクラム水位について、以下のように変更する。

【現 行】

【変更後】

現行の LOCA 解析における初期水位は、通常水位に対する保守的な設定として [] を用いている。一方で、LOCA 解析に使用する解析コードにおいて、ドライヤスカーտ内外水位差を考慮しないモデルとなっており、L3 におけるプラント状態（炉心側水位）を完全には模擬していない。ただし、この点を考慮しても、炉水インベントリとしては通常水位に対する保守性は確保されていると考えられるが、解析条件としての説明性向上の観点で、LOCA 解析における初期水位変更を検討した。

ドライヤスカーտ内側の実水位は、圧損の分だけ外側の計測水位より低くなる。東海第二の場合、定格出力におけるドライヤスカーտ内外水位差は [] である。内外水位差は原子炉出力（蒸気流量）やドライヤ構造等によって異なるため、個別プラントで値が異なる。ただし []

[] を用いることとする。



図 1 定格出力時のドライヤスカーտ内水位概略図（東海第二の例）

以 上

原子炉水位設定点が安全評価結果に与える影響について

平成 18 年 12 月 27 日

東北電力株式会社
東京電力株式会社
中部電力株式会社
日本原子力発電株式会社

1. はじめに

原子炉設置変更許可申請書の添付書類十に示される安全評価のうち、原子炉水位の設定点の変化が評価結果に影響を及ぼす可能性のある事象に対し、水位設定点の変化が与える影響について感度評価を実施した。

2. 方法

感度評価の対象プラントは、BWR の各炉型に対し以下のプラントを代表とした。

BWR-2：敦賀発電所 1 号機

BWR-3：福島第一原子力発電所 1 号機

BWR-4：女川原子力発電所 1 号機

BWR-5：浜岡原子力発電所 4 号機

ABWR：柏崎刈羽原子力発電所 6/7 号機

なお、各感度評価にて用いた原子炉水位点は、基本的には 0.5ft (約 15cm)、1 ft (約 30cm) を目安とし、また結果へ与える影響、設定の妥当性（例えば、L8 で-30cm とした場合、通常水位を下回ることとなるため不適切）を考慮し設定を行った。

3. 感度評価結果

(1) 「給水制御系の故障」[運転時の異常な過渡変化]

本事象は、給水流量の増加により炉心入口サブクールが上昇して原子炉出力が上昇する一方、原子炉水位が上昇し、原子炉水位 L8 でタービントリップが発生し、それに伴い原子炉スクラムが起こる事象である。

原子炉水位 L8 の設定点が高めにずれた場合、L8 水位到達時間が遅くなり、原子炉出力がより高い状態でタービントリップ及び主蒸気止め弁閉スクラムが発生するため、表面熱流束や Δ MCPR が上昇する傾向になる。しかしながら、大幅な水位設定点の上昇を想定した場合においても、判断基準に対しては十分に余裕がある。なお、BWR-3 については、タービントリップの前にタービンバイパス弁が動作するため、事象発生後 10 秒程度で原子炉圧力は減少傾向となる。したがって「原子炉水位高」設定値が高めにずれた場合、表面熱流束最大値および Δ MCPR は厳しくなる傾向であるが、原子炉圧力最大値はほとんど変わらない結果となっている。

BWR-2 については、給水流量の増加割合が小さく、事象が比較的緩やかなため、事象発生後 20 数秒程度で表面熱流束は横ばいとなり原子炉圧力は減少傾向となる。したがって、「原子炉水位高」設定値が低めにずれた方が結果が厳しくなる（途中でピークが存在する）傾向であるが、大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても判断基準に対しては十分に余裕がある。

○給水制御系の故障（BWR-2, 9×9 燃料 A 型）

パラメータ	現行評価	感度評価 (L8 : -16cm)	感度評価 (L8 : -31cm)	判断基準
表面熱流束最大値 (%)	約 113	約 114 (+1)	約 110 (-3)	170 以下
原子炉圧力最大値 MPa[gage]	約 7.96	約 7.97 (+0.01)	約 7.93 (-0.03)	9.48 以下
Δ MCPR	0.18	0.18	0.14 (-0.04)	(0.21) ^{*1}

○給水制御系の故障（BWR-3, 9×9 燃料 A 型）

パラメータ	現行評価	感度評価 (L8 : +30cm)	判断基準
表面熱流束最大値 (%)	約 109	約 111 (+2)	170 以下
原子炉圧力最大値 MPa[gage]	約 7.21	約 7.20 (-0.01)	9.11 以下
Δ MCPR	0.12	0.13 (+0.01)	(0.22) ^{*2}

○給水制御系の故障（BWR-4, 9×9 燃料 A 型）

パラメータ	現行評価	感度評価 (L8 : +1ft)	判断基準
表面熱流束最大値 (%)	約 118	約 121 (+3)	170 以下
原子炉圧力最大値 MPa[gage]	約 7.86	約 7.88 (+0.02)	9.11 以下
Δ MCPR	0.28	0.29 (+0.01)	(0.35) ^{*2}

○給水制御系の故障（BWR-5, MOX 燃料装荷炉心）

パラメータ	現行評価	感度評価 (L8 : +1ft)	判断基準
表面熱流束最大値 (%)	約 110	約 111 (+1)	165 以下
原子炉圧力最大値 MPa[gage]	約 7.42	約 7.42	9.48 以下
Δ MCPR	0.07	0.08 (+0.01)	(0.20) ^{*2}

○給水制御系の故障 (ABWR, 9×9 燃料 B 型)

パラメータ	現行評価	感度評価 (L8 : +30cm)	判断基準
表面熱流束最大値 (%)	約 105	約 109 (+4)	170 以下
原子炉圧力最大値 MPa[gage]	約 8.03	約 8.05 (+0.02)	9.48 以下
Δ MCPR	0.10	0.12 (+0.02)	(0.14) ^{*1}

*1: Δ MCPR 最大値 (給水加熱喪失)

*2: Δ MCPR 最大値 (負荷の喪失)

(2) 「原子炉冷却材喪失 (LOCA)」 [事故]

原子炉水位 (L2/L1.5,L1) の設定点が低めにずれた場合、原子炉水位低下に伴う ECCS の自動起動遅れや ADS (自動減圧系) の作動遅れにより、原子炉への注水が遅れ、PCT (燃料被覆管最高温度) は一般に上昇する傾向となる。なお、ECCS ポンプは原子炉水位低信号またはドライウェル圧力高信号で起動するが、ドライウェル圧力高信号は原子炉水位低信号より早く出ると考えられるものの保守的に原子炉水位低信号で起動すると仮定している。

(a) 中小破断 LOCA (BWR-2,3,4,5)

原子炉水位異常低の設定点が低めにずれた場合、自動減圧系 (原子炉水位異常低 & ドライウェル圧力高で作動) の作動遅れにより原子炉の減圧及び低圧 ECCS の注水が遅れる。しかしながら、大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても、PCT (燃料被覆管最高温度) の上昇は小さく、判断基準 (1200℃) に対しては十分に余裕がある。

○中小破断 LOCA (BWR-2, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 938	1200 以下
感度評価(1) 原子炉水位低 : -18cm 原子炉水位異常低 : -2 cm	約 944 (+6)	
感度評価(2) 原子炉水位低 : -18cm 原子炉水位異常低 : -18 cm	約 950 (+12)	

○中小破断 LOCA (BWR-3, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 701	1200 以下
感度評価(1) (原子炉水位異常低: -3cm)	約 710 (+9)	
感度評価(2) (原子炉水位異常低: -10cm)	約 701 ^{*3}	

○中小破断 LOCA (BWR-4, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 581	1200 以下
感度評価 (L1: -0.5ft (約 15cm))	約 577(-4) ^{*3}	

○中小破断 LOCA (BWR-5, MOX 燃料装荷炉心)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 610	1200 以下
感度評価 (L1: -0.5ft (約 15cm))	約 610 ^{*3}	

*3: 中小破断の場合、PCT 上昇の原因となる炉心の露出は ADS の作動に伴う減圧及び冷却材流出に伴い発生するため、PCT は ADS 作動後の水位挙動 (ADS 作動→炉心露出→ECCS ポンプ作動→再冠水) に主に依存する。しかし水位低の作動遅れにより ADS 作動後の相対的な時系列は大きく変わらないため、大幅な水位低信号の遅れを仮定した場合、崩壊熱の減少により PCT の上昇が抑えられる影響が強くなると考えられる。

(b) 大破断 LOCA (BWR-2,3,4,5)

原子炉水位異常低の設定点が低めにずれた場合、高圧 ECCS 又は低圧 ECCS の自動起動に遅れが生じる。大破断 LOCA 時は冷却材が短期間に流出し原子炉水位の低下が早く、水位設定点の低下による ECCS の起動時間の遅れはそれほど大きくないため、PCT (燃料被覆管最高温度) に及ぼす影響も小さい。よって大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても、PCT (燃料被覆管最高温度) は判断基準 (1200°C) に対して現行と同等の余裕を有する。

○大破断 LOCA (BWR-2, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 1180	1200 以下
感度評価(1) 原子炉水位低: -18cm 原子炉水位異常低: -2 cm	約 1182 (+2)	
感度評価(2) 原子炉水位低: -18cm 原子炉水位異常低: -18 cm	約 1182 (+2)	

○大破断 LOCA (BWR-3, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 1034	1200 以下
感度評価(1) (原子炉水位異常低: -3cm)	約 1035 (+1)	
感度評価(2) (原子炉水位異常低: -30cm)	約 1037 (+3)	

○大破断 LOCA (BWR-4, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 658	1200 以下
感度評価(1) (L2: -1.0ft (約 30cm))	約 697 (+39)	
感度評価(2) (L1: -0.5ft (約 15cm))	約 696 (+38)	

○大破断 LOCA (BWR-5, MOX 燃料装荷炉心)

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 595	1200 以下
感度評価 (L1: -0.5ft (約 15cm)) *4	約 598 (+3)	

*4: 単一故障として高圧炉心スプレイ系を仮定しているため L2 水位設定は ECCS の起動に影響しない。

(c) LOCA (ABWR, 9×9 燃料 B 型)

L1.5 水位設定点、L1 水位設定点が低めにずれた場合、ECCS の自動起動や ADS の作動に遅れが生じる。ABWR の場合、LOCA 時も炉心の冠水が維持されるため PCT は事象初期 (事故後数秒程度) で発生し、ECCS の自動起動時刻 (起動の早い RCIC でも事故後 120 秒程度) が PCT に影響することはなく、本評価のような大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても炉心の冠水は維持されるため PCT には影響しない。

評価ケース	PCT (°C)	判断基準 (°C)
現行評価	約 594	1200 以下
感度評価(1) (L1.5: -1.0ft (約 30cm))		
感度評価(2) (L1: -1.0ft (約 30cm))		

(3) 「再循環ポンプ軸固着」及び「原子炉冷却材流量の喪失」〔事故〕

(a) 「再循環ポンプ軸固着」及び「原子炉冷却材流量の喪失」(BWR-2,3,4,5)

本事象は、炉心流量の急減により原子炉出力が減少する一方、ボイドが急増して原子炉水位が上昇し、原子炉水位 L8 でタービントリップが発生し、それに伴い原子炉スクラ

ムが起こる事象である。なお、同様の経過をたどる事象として「原子炉冷却材流量の喪失」があるが、「再循環ポンプ軸固着」の方が厳しい事象となるため当評価にて代表させる。BWR-2については「再循環ポンプ軸固着」の現行評価では水位はL8に達しないため「原子炉冷却材流量の喪失」にて評価を行うこととする。

原子炉水位 L8 の設定点が低めにずれた場合、L8 水位到達時刻が早まることに伴い、より原子炉出力の高い時点でタービントリップが発生するため、原子炉圧力ピーク値が上昇する傾向になる。しかしながら、大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても、原子炉圧力ピーク値に及ぼす影響は小さく、判断基準（最高使用圧力の1.2倍）に対しては十分に余裕がある。なお、燃料被覆管温度については、現行の評価で沸騰遷移は生じていないため L8 水位設定点のずれの影響は極めて小さいと考えられる。

○「原子炉冷却材流量の喪失」(BWR-2, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	原子炉圧力ピーク値 (MPa[gage])	判断基準 (MPa[gage])
現行評価	約 8.06	10.34 以下
感度評価(1) (L8 : -16cm)	約 8.11 (+0.05)	
感度評価(2) (L8 : -31cm)	約 8.16 (+0.10)	

○「原子炉冷却材ポンプの軸固着」(BWR-3, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	原子炉圧力ピーク値 (MPa[gage])	判断基準 (MPa[gage])
現行評価	約 7.83	9.94 以下
感度評価(1) (L8 : -4cm)	約 7.85 (+0.02)	
感度評価(2) (L8 : -20cm)	約 7.95 (+0.12)	

○「原子炉冷却材ポンプの軸固着」(BWR-4, 9×9 燃料 A 型)

評価ケース	原子炉圧力ピーク値 (MPa[gage])	判断基準 (MPa[gage])
現行評価	約 7.94	9.94 以下
感度評価 (L8 : -0.92ft (NWL+0.01ft))	約 8.05 (+0.11)	

○「原子炉冷却材ポンプの軸固着」(BWR-5, MOX 燃料装荷炉心)

評価ケース	原子炉圧力ピーク値 (MPa[gage])	判断基準 (MPa[gage])
現行評価	約 8.28	10.34 以下
感度評価 (L8 : -1.0ft (約 30cm))	約 8.34 (+0.06)	

(b) 原子炉冷却材流量の喪失 (ABWR, 9×9 燃料B型)

本事象は、再循環ポンプ停止に伴い炉心流量が急減し、炉心流量急減信号により原子炉スクラムが発生し原子炉出力が減少するとともに、ボイドが急増して原子炉水位が上昇し、原子炉水位 L8 でタービントリップが発生する事象である。

原子炉水位 L8 の設定点が低めにずれた場合、L8 水位到達時刻が早まることに伴い、より原子炉出力の高い時点でタービントリップが発生するため、原子炉圧力ピーク値が上昇する傾向になる。しかしながら、大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても、原子炉圧力ピーク値に及ぼす影響は小さく、判断基準 (最高使用圧力の 1.2 倍) に対しては十分に余裕がある。

また、ABWR では事象発生後に沸騰遷移が生じるため燃料被覆管温度が上昇するが、水位設定点が低めに大きくずれた場合、原子炉圧力の上昇により冷却材中のボイドが潰れ出力低下が抑制されるため PCT (燃料被覆管最高温度) が上昇する傾向になる。しかしながら、大幅な水位設定点の低下を想定した場合においても PCT の上昇幅は小さく判断基準 (1200℃) に対しては十分に余裕がある。

パラメータ	現行評価	感度評価(1) (L8 : -15cm)	感度評価(2) (L8 : -30cm)	判断基準
原子炉圧力ピーク値 (MPa[gage])	約 8.23	約 8.30 (+0.07)	約 8.33 (+0.10)	10.34 以下
PCT (°C)	約 565	約 574 (+9)	約 576 (+11)	1200 以下

4. まとめ

原子炉設置変更許可申請書の添付書類十に示される安全評価のうち、原子炉水位の設定点の変化が評価結果に影響を及ぼす可能性のある事象に対し、大幅に水位設定点を変化させた感度評価を行った結果、安全評価結果に与える影響は小さく、判断基準に対しては現行の評価と同等の余裕が確保される。

以上