

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	資料1-1
提出年月日	令和4年12月16日

ともに輝く明日のために。
Light up your future.



泊発電所3号炉

地震レベル1 確率論的リスク評価について

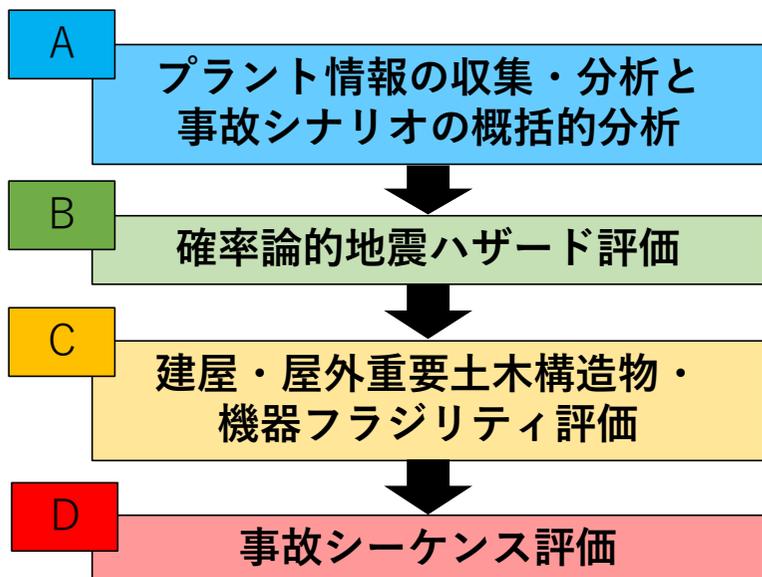
令和4年12月16日
北海道電力株式会社

はじめに

- 泊発電所3号炉地震レベル1確率論的リスク評価（地震PRA）について、確率論的地震ハザードが確定する前ではあるが、以下の観点から先行して暫定評価結果についてご説明する。
 - ✓ 地震PRAは適用可能な外部事象PRAの一つであるため、炉心損傷防止対策の有効性評価において想定する事故シーケンスグループ抽出及び重要事故シーケンス選定の検討にあたり、地震PRAの結果は重要な情報である。
 - ✓ 地震PRAの実施にあたっては、日本原子力学会の実施基準に基づいて評価を実施しているものの、一部の評価条件はプラント毎に異なるため、効率的な審査に資するよう先行プラントとの相違点について先行してご説明する。
 - ✓ 令和3年9月29日の発電用原子炉設置変更許可申請書の一部補正時点の確率論的地震ハザードに基づいて実施した泊発電所3号炉の地震PRAの暫定結果についてご説明する。

1. 地震PRAの手順	P. 3
2. 先行プラント（女川原子力発電所 2 号炉）との主な相違点	P. 4
3. 泊発電所 3 号炉地震PRAの結果	P. 8

1. 地震PRAの手順



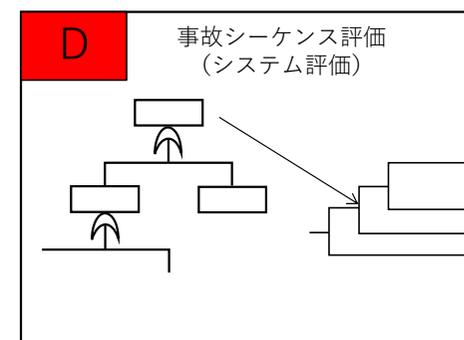
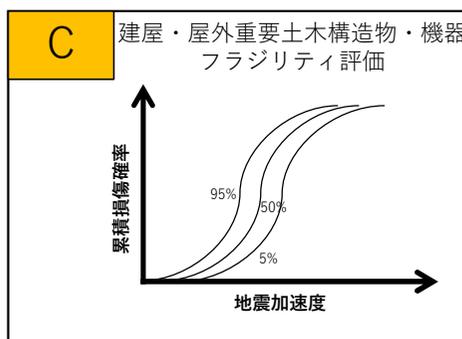
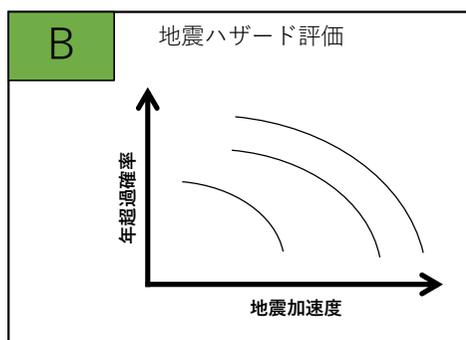
手順の概要

収集・分析したプラント関連情報、プラントウォークダウンの実施結果及び国内外のPRA情報を基に事故シナリオの概括的な分析・設定を行い、地震PRAで対象となる事故シナリオの抽出及び起因事象を選定する。また、以上の結果より評価対象の機器リストを作成する。

敷地周辺における震源モデルを設定し、震源・地震動伝播の不確かさを考慮して作成したロジックツリーに基づき、地震動強さ毎の年超過確率を評価する。

応答評価、耐力評価の不確かさを考慮して、地震加速度に対する累積損傷確率を算出する。

事故シナリオの概括的分析結果を用いて評価モデルを作成し、地震ハザード及びフラジリティ評価結果を用いて炉心損傷頻度を算出する



2. 先行プラント（女川原子力発電所2号炉）との主な相違点（1 / 4）

泊発電所3号炉と女川原子力発電所2号炉の地震PRAの内容の比較

項目	泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉	備考
確率論的 地震ハザード	特定震源モデル，領域震源モデル及び地震動伝播モデルを設定し，ロジックツリーを作成	←	サイト毎に固有の異なる情報を使って評価しているが，実施内容に相違なし
建屋フラジリティ	現実的耐力と現実的応答による方法（詳細法）	←	プラント固有値を使って評価しているが，実施内容に相違なし
屋外重要土木構造物 フラジリティ	現実的耐力と現実的応答による方法（詳細法）	評価せず	女川は土木構造物の耐力がRSW系の機器と比較して強いため，フラジリティ評価を実施していない
機器フラジリティ	耐力係数と応答係数による方法（安全係数法）	←	プラント固有値を使って評価しているが，実施内容に相違なし
事故シーケンス評価	小イベントツリー／大フォールトツリー法	←	主な評価条件の相違についてはP. 5～7
その他	参照した学会標準		シーケンス選定へ影響を及ぼす相違はなし
	原子力発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準：2015	原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007	

2. 先行プラント（女川原子力発電所2号炉）との主な相違点（2 / 4）

事故シーケンス評価：評価地震動範囲

泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉
0.2 G ~ 1.5 G	0.0 G ~ 3.0 G
<p style="text-align: center;"><u>相違理由</u></p> <p>■ <u>評価方針の相違</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 泊は0.2 G ~ 0.4 Gにおいてランダム故障が支配的であり、0.2 G以下の地震加速度においてはさらにランダムの影響が強くなると考えられ内部事象PRAの評価に包含されるため、泊は評価地震動の下限を0.2 Gとしている ・ 泊は評価地震動の上限を基準地震動の最大加速の2倍程度の1.5 Gとしており、1.5 Gの年超過確率が3.0×10^{-7}程度であり仮に1.5 G以上の評価を実施しても、地震特有の事故シーケンスの炉心損傷頻度が有意となることはない 	

2. 先行プラント（女川原子力発電所2号炉）との主な相違点（3 / 4）

事故シーケンス評価：外部電源喪失の扱い

泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉
<p>外部電源設備が損傷していない場合も、地震PRAの対象範囲としている</p> <p>(学会標準におけるPWRの起因事象分類の例と同様)</p>	<p>プラント内の設備の中でも地震耐力が比較的弱く、機能喪失時に広範囲の安全設備に影響を及ぼす外部電源設備の損傷を前提としており、外部電源設備が損傷していない場合は、地震PRAの対象範囲外としている</p> <p>(学会標準におけるBWRの起因事象分類の例と同様)</p>
<p>相違理由</p> <p>■評価方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊においても外部電源設備の地震耐力は比較的弱く、低加速度の範囲においても地震により外部電源喪失の起因事象が発生している確率は高いものの、外部電源の有無により原子炉トリップの非信頼度が異なるため、外部電源設備が健全なシナリオも取り扱っている 	

2. 先行プラント（女川原子力発電所2号炉）との主な相違点（4 / 4）

事故シーケンス評価：地震特有の起因事象

泊発電所3号炉	女川原子力発電所2号炉
<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器バイパス ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA） ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉補助建屋損傷 ・電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失 ・1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失 ・複数の信号系損傷 ・燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建屋損傷 ・格納容器損傷 ・圧力容器損傷 ・ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E-LOCA） ・格納容器バイパス ・制御建屋損傷 ・計測・制御系喪失 ・直流電源喪失 ・交流電源・原子炉補機冷却系喪失
<p>相違理由</p> <p>■炉型の相違</p> <p>・炉型の相違により抽出される起因事象が異なるが、女川、泊ともに地震時特有の要因による分析を踏まえて起因事象を抽出しており、泊は先行のPWRと同様の起因事象となっている</p>	

3. 泊発電所3号炉地震PRAの結果

泊発電所3号炉地震PRAの事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス別 CDF (／年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	事故シーケンスグループ別 CDF (／年)	全 CDF に対する寄与割合 (%)	主要なミニマルカットセット
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断 LOCA + 補助給水失敗	4.2E-08	1.8	1.6E-07	6.9	炉心支持構造物の損傷
	主給水流量喪失 + 補助給水失敗	5.1E-08	2.2			
	外部電源喪失 + 補助給水失敗	3.0E-08	1.3			
	2次冷却系の破断 + 補助給水失敗	5.7E-09	0.2			
	2次冷却系の破断 + 主蒸気隔離失敗	1.0E-09	<0.1			
	1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失	3.0E-08	1.3			
全交流動力電源喪失	外部電源喪失 + 非常用所内交流電源喪失	8.3E-07	35.8	8.3E-07	35.8	外部電源系の損傷 + ディーゼル発電機の損傷
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失 + RCP シール LOCA	1.4E-08	0.6	1.5E-08	0.6	原子炉補機冷却水ポンプの損傷
	原子炉補機冷却機能喪失 + 加圧器逃がし弁 / 安全弁 LOCA	1.1E-10	<0.1			
	原子炉補機冷却機能喪失 + 補助給水失敗	6.2E-10	<0.1			
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	3.0E-13	<0.1	5.6E-09	0.2	一次冷却材管 (安全注入管台) の損傷 + 格納容器スプレイポンプの損傷
	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	ε	<0.1			
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	3.4E-09	0.1			
	中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	2.0E-10	<0.1			
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	1.9E-09	<0.1			
	小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	7.9E-11	<0.1			
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象 + 原子炉トリップ失敗	9.3E-11	<0.1	1.1E-07	4.7	燃料集合体の損傷
	燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	1.1E-07	4.7			
ECCS注水機能喪失	大破断 LOCA + 低圧注入失敗	1.7E-07	7.2	8.7E-07	37.7	原子炉容器 (サポートシュ) の損傷
	大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	6.0E-11	<0.1			
	中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗	2.0E-13	<0.1			
	中破断 LOCA + 高圧注入失敗	2.6E-07	11.0			
	小破断 LOCA + 高圧注入失敗	1.0E-07	4.4			
	大破断 LOCA を上回る規模の LOCA (Excess LOCA)	3.5E-07	15.1			
ECCS再循環機能喪失	大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗	6.9E-09	0.3	2.7E-08	1.2	一次冷却材管 (安全注入管台) + 安全補機開閉器室空調系防火ダンプの損傷
	中破断 LOCA + 高圧再循環失敗	1.3E-08	0.6			
	小破断 LOCA + 高圧再循環失敗	7.3E-09	0.3			
蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	蒸気発生器伝熱管破損 (複数本破損)	9.8E-08	4.2	9.8E-08	4.2	蒸気発生器内部構造物の損傷
原子炉建屋損傷	原子炉建屋損傷	4.7E-08	2.0	4.7E-08	2.0	原子炉建屋の損傷
原子炉格納容器損傷	原子炉格納容器損傷	1.8E-08	0.8	1.8E-08	0.8	原子炉格納容器の損傷
原子炉補助建屋損傷	原子炉補助建屋損傷	ε	<0.1	ε	<0.1	—
電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	1.2E-08	0.5	1.2E-08	0.5	電動弁の損傷
複数の信号系損傷	複数の信号系損傷	1.2E-07	5.3	1.2E-07	5.3	運転コンソールの損傷
	合計	2.1E-06	100.0	2.1E-06	100.0	

※四捨五入処理のため寄与割合の合計が100.0とならないことがある。
ε: 1.0E-15未満