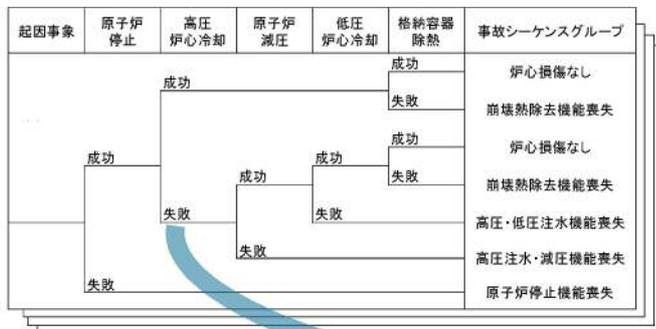


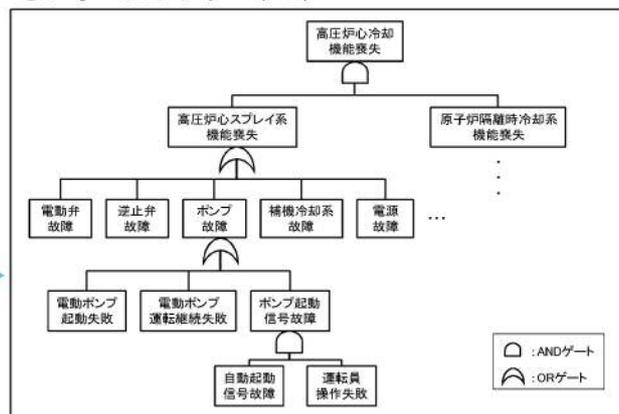
確率論的リスク評価(PRA)とは

- イベントツリー(ET)やフォールトツリー(FT)を用いて事故シーケンスの発生頻度を定量化し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を評価
 - ✓プラントに外乱を与える事象(起因事象)ごとにETを展開し、事故シーケンスを分析
 - ✓ETの分岐確率は、FTにより評価
 - ✓FTは、緩和設備が機能喪失する要素(機器故障、人的過誤等)を展開し、機器故障率データや人間信頼性解析結果を用いて定量化

○イベントツリー(ET)



○フォールトツリー(FT)

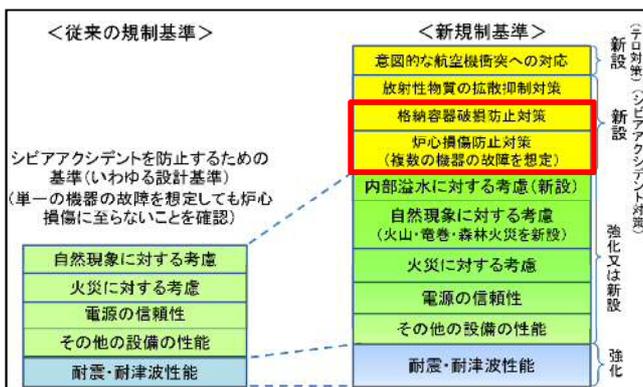


炉心損傷や格納容器破損に至る事故シーケンスの発生頻度を合計し、炉心損傷頻度や格納容器破損頻度を算出



新規制基準適合性の審査におけるPRAの位置付け

- 新規制基準では、重大事故等対策(炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策)が新設。
- 重大事故等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※1は、下記の方法により選定。
 - ✓炉心損傷防止対策の有効性は、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する次の事故シーケンスグループを評価対象とする。
 - 必ず想定する事故シーケンスグループ
 - 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ
 - ✓個別プラント評価により抽出する事故シーケンスグループは、内部事象PRA及び外部事象PRA又はそれに代わる方法で評価。
 - ✓PRAの結果、(a)に含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加。
 - ✓格納容器破損防止対策及び運転停止中原子炉内の燃料損傷防止対策についても、上記と同様。



(出典:原子力規制委員会HP 実用発電用原子炉に係る新規制基準について)

※1:事故シーケンスグループとは、緩和設備の作動状態等に応じて炉心損傷に至る事故シーケンスをグループ化したもの。(例:高圧・低圧注水機能喪失、高圧注水・減圧機能喪失等)



重大事故等対策の有効性評価を実施する事故シーケンスグループの抽出を目的として、下記のPRAを実施※2

内部事象PRA	外部事象PRA
出力運転時レベル1PRA	地震レベル1PRA
停止時レベル1PRA	津波レベル1PRA
出力運転時レベル1.5PRA	

※2:今回のPRAの目的を考慮し、これまでに整備してきたアクシデントマネジメント策には期待せず、設計基準事故対処施設にのみ期待して評価を実施。



内部事象PRA結果の概要

PRA	評価結果	主な重大事故等対策
出力運転時 レベル1PRA	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心損傷頻度: 3.6×10^{-5} / 炉年 「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(約99.6%) 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント系による除熱 代替残留熱除去系海水系による除熱 常設代替高圧電源装置による電源供給
停止時 レベル1PRA	<ul style="list-style-type: none"> 全炉心損傷頻度: 4.7×10^{-6} / 定期検査 「全交流動力電源喪失」及び「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループの寄与割合が支配的(全交流動力電源喪失: 約72.7%, 崩壊熱除去機能喪失: 約27.3%) 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替高圧電源装置による電源供給 低圧代替注水系(常設・可搬型)による原子炉注水 代替残留熱除去系海水系による除熱
出力運転時 レベル1.5PRA	<ul style="list-style-type: none"> 全格納容器破損頻度: 3.6×10^{-5} / 炉年 格納容器先行破損の格納容器破損モードである「格納容器過圧破損(崩壊熱除去失敗)」の寄与割合が支配的(約99.6%) 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力逃がし装置 又は耐圧強化ベント系による除熱 代替残留熱除去系海水系による除熱 常設代替高圧電源装置による電源供給

※外部事象(地震レベル1及び津波レベル1)PRAについては、詳細評価中。

今後、「外部事象(地震・津波)PRA」及び有効性評価において想定する「事故シーケンスグループの選定結果」について審査される予定。



3

審査会合時の主なコメント

- ✓ 人的過誤の確率について、事故状況等を考慮してストレスファクタの設定の考え方について詳細に説明すること。
- ✓ 人的過誤確率を小さく設定しているものについては、ピアレビューの際に妥当性を確認すること。
- ✓ 原子炉隔離時冷却系が8時間継続運転可能であるという考え方について、設備状況等を考慮し定量的に示すこと。
- ✓ イベントツリーについて、福島第一原子力発電所事故の知見をどのように考慮しているか説明すること。
- ✓ 格納容器の型式がMark-IIタイプであることの特徴を踏まえ、炉心損傷後の格納容器破損に至る可能性のある物理化学現象の分岐確率の設定方法の詳細を説明すること。
- ✓ 事故進展解析における、格納容器破損の判定条件とする温度の考え方について、ベースケース(1ノード)と感度解析ケース(3ノード)の違いを整理し説明すること。

上記のコメントについては、今後の審査において回答していく。

