

北電原第138号
2021年11月2日

原子力規制庁原子力規制部

東京電力福島第一原子力発電所事故対策室長 竹内 淳 殿

住 所 札幌市中央区大通東1丁目2番地

会 社 名 北海道電力株式会社

代表者氏名 代表取締役社長 藤井 裕

「『東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析に係る中間取りまとめ』
(2021年3月5日) に関する見解等について (依頼)」
に対する回答に係る対応について (回答)

令和3年10月19日付け原規規発第2110194号をもって依頼のありました件について、別紙のとおり回答いたします。

別紙：中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答
(北海道電力株式会社)

以上

枠囲みの範囲は、機密に係る事項のため公開することはできません。

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答（北海道電力株式会社）

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）				
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
1	<p>(1) - 2③関係</p> <p>(ア)原子炉格納容器（以下「PCV」という。）破損防止対策の意義や役割として、提示された回答に至った根拠を示すこと。</p>	<p>原子炉格納容器は、事故時における放射性物質の環境への放出を防止する最終障壁として放射性物質の閉じ込め機能を有しており、原子炉格納容器が過圧破損しないようシビアアクシデント対策（以下、「SA対策」という）として原子炉格納容器を冷却する手段および減圧する手段を設けている。</p> <p>整備したSA対策が機能することにより、原子炉格納容器の破損を防止できるが、福島第一原子力発電所事故においては、炉心損傷および格納容器破損を引き起こす冷却および減圧手段が喪失した結果、大量の放射性物質を放出しており、原子炉格納容器を冷却および減圧する手段を失った状況を想定した特定重大事故等対処施設として設置を計画しているフィルタベント []</p> <p>フィルタベント []</p> <p>[]</p> <p>[]</p> <p>[]</p>	(1) - 2	このことを踏まえると、事象進展に応じたPCV破損防止対策の意義や役割を検討する必要がある。	③	<p>FVS []</p> <p>[]</p> <p>[]</p> <p>また、CV隔離機能は、FVS []</p> <p>[]</p> <p>よって、事象進展に応じたPCV破損防止対策としては、CV隔離機能を維持しつつベント機能を期待する時には確実に機能を確立できる設計とする計画である。</p>
2	<p>(イ)PCVの過圧の要因として、水蒸気だけではなく非凝縮性ガスの存在を考慮すべきではないか。</p>	<p>原子炉格納容器の過圧要因として、短期的なジルコニウム-水反応による水素発生、長期的な水の放射線分解による水素発生、原子炉格納容器内のアルミニウムおよび亜鉛の腐食反応による水素発生、コア-コンクリート反応による水素発生などを考慮した水素燃焼シーケンスにて、原子炉格納容器内圧の挙動を評価しており、非凝縮性ガスの存在を考慮して原子炉格納容器破損防止ができることを確認している。</p>				
3	<p>(ウ)PCV破損防止対策は、どのような目的で実施することが適切であると考えるか。</p>	<p>事故時における放射性物質の環境への放出を抑制することが、原子炉格納容器破損防止対策の目的であり、原子炉格納容器を冷却および減圧することで破損防止対策を機能させることが必要である。さらに、原子炉格納容器の冷却機能および減圧機能を喪失した場合に備え、特定重大事故等対処施設として設置を計画しているフィルタベント []</p> <p>[]</p> <p>[]</p>				
4	<p>(2) 及び (3) 関係</p> <p>(ア)「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者</p>	<p>想定したアクシデント、アクシデントに対する有効な対策および具体的なアクシデントマネジメント対策を表1に示す。アクシデントマネジメント対策による既存の安全機能への影響確認結果を表2に示す。各質問への回答は次の通り。</p> <p>(i)</p> <p>■原子力発電所運転中における設備の故障等により発生する異常事象（内的事象）を対象とした確率論的安全評価（以下、「PSA」という。）から得られた知見およびシビアアクシデント時の事象に関する最新の知見等に基づき、炉心および格納容器の健全性維持に対する寄与が相対的に大きいアクシデントを次のとおり想定した。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
<p>が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策について、以下の事項を回答すること。</p> <p>i. アクシデントは、どのような考え方により想定されていたのか。</p> <p>ii. アクシデントの想定に対して、どのような対策（設計、施工及び運用）を講じる方針としたのか。（想定したアクシデントごとに示すこと）</p> <p>iii. アクシデントの想定に対する対策方針を踏まえて、具体的にどのような対策を講じたのか。（対策方針ごとに示すこと）</p> <p>iv. アクシデントの想定に対する対策は、どのような機能、効果を期待していたのか。（対策ごとに示すこと）</p>	<p>・炉心の健全性に関するアクシデントは、「ECCS注入機能喪失」、「安全機能のサポート機能喪失」、「ECCS再循環機能喪失」、「2次系からの除熱機能喪失」、「格納容器の除熱機能喪失」、「漏えい箇所の隔離機能喪失」、「原子炉停止機能喪失」である。</p> <p>・格納容器の健全性に関するPSA結果より、格納容器健全性の維持に対する寄与が相対的に大きいモードとして、「水蒸気（崩壊熱）による過圧」、「漏えい箇所の隔離機能喪失」、「コンクリート侵食」、「可燃性ガスの高濃度での燃焼」、「格納容器隔離機能喪失」、「格納容器雰囲気直接加熱」、「水蒸気爆発」、「貫通部過温」、「格納容器への直接接触」を抽出している。</p> <p>(ii)</p> <p>■表1に示すとおり、アクシデントの想定に対して、発生を防止するために有効な機能として、「(1)原子炉停止機能」、「(2)炉心冷却機能」、「(3)放射性物質の閉じ込め機能」、「(4)安全機能のサポート機能」にかかわるアクシデントマネジメント策が有効であると考え、現有する設備を最大限に活用することを第一に考慮するとともに、検討においては、表2に示すとおり既存の安全機能への影響を確認した。</p> <p>(iii)</p> <p>■上記の検討の結果、表1に示すとおりアクシデントの想定に対する対策方針を踏まえた具体的なアクシデントマネジメント策として以下の対策を実施した。</p> <p>(1)原子炉停止機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・緊急2次系冷却の多様化 <p>(2)炉心冷却機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・タービンバイパス系の活用 ・代替再循環 ・格納容器内自然対流冷却 ・代替補機冷却 ・クールダウン&リサーキュレーション <p>(3)放射性物質の閉じ込め機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内自然対流冷却 ・格納容器内注水 ・1次系強制減圧 <p>(4)安全機能のサポート機能</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替補機冷却 ・号機間電源融通 <p>(iv)</p> <p>■アクシデントマネジメントの整備により、泊発電所1、2号機においては、炉心損傷頻度は約6割低減され、格納容器破損頻度は約9割低減された。泊発電所3号機においては、炉心損傷頻度は約6割低減され、格納容器破損頻度は約9割低減された。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
5	<p>(2) - 1 ③関係</p> <p>(ア) 福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）における耐圧強化ベントラインと非常用ガス処理系配管との関係と同様の関係にあった系統は、他にどのようなものが存在していたのか。</p>	<p>(2)</p> <p>- 1</p>	<p>「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメントについて」</p> <p>（平成4年5月、原子力安全委員会決定）を踏まえて、発電用原子炉設置者が自主的な保安措置として当時整備したアクシデントマネジメント対策（以下「AM対策」という。）の1つである耐圧強化ベントラインが重要安全施設である非常用ガス処理系（以下「SGTS」という。）配管へ接続されていたことにより、自号機のSGTS及び原子炉建屋内へのベントガス（核分裂生成物、水素等）の逆流、汚染及び水素流入による原子炉建屋の破損リスクの拡大を招いている。</p>	③	<p>FVS <input type="text"/></p> <p><input type="text"/></p> <p><input type="text"/></p> <p><input type="text"/></p> <p><input type="text"/></p> <p><input type="text"/></p> <p><input type="text"/></p>
6	<p>(3) - 2 ①関係</p> <p>(ア) 1Fのベントガスの挙動には、どのような特徴があったと考えるか。</p>	<p>(3)</p> <p>- 2</p>	<p>1/2号機共用排気筒内部では、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したことが、排気筒下部の高い汚染の原因となった。</p>	①	<p>1/2号機共用排気筒下部で高い汚染が確認された要因は、排気筒頂部までの排気配管がなく、排気筒内にベントガスが滞留したためであることについて、異なる見解は無い。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
7 (5) - 1 ③関係 (ア)アニュラス内の水素濃度が上昇する要因として、どのようなことが考えられるか。	<p>アニュラス内水素濃度の評価条件としている「格納容器内の水素量、格納容器からアニュラスへの漏えい量、アニュラス空気浄化系の排出量」が評価条件から変動することで、アニュラス内の水素濃度が上昇する要因となり得ると考える。</p> <p>このうち、格納容器内の水素量は、格納容器内の水素燃焼・水素再結合による水素処理を見込まない水素量として評価しており、アニュラス空気浄化系が不動作の場合においてもアニュラス内にて格納容器壁温度と外部遮へい側壁温度の差により対流が生じ水素のみが上部に成層化することは考えにくく、7日後のアニュラス内水素濃度が4vol%未満と評価している。</p> <p>格納容器からアニュラスへの漏えい率は、格納容器内圧力が高く推移する過圧破損シーケンスにおける格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率0.142%/dayに余裕を見込んだ漏えい率0.16%/dayにて7日間一定とした評価条件としており、評価条件の漏えい量に対し十分に低い値に施設管理している。</p> <p>SA時の格納容器解析状態を大きく上回り格納容器の健全性が脅かされる状況においても、格納容器内の水素処理による水素濃度低減、アニュラス空気浄化系の運転による格納容器漏えい気体の排出によりアニュラス内水素濃度は、4vol%に対し低く維持できると考えている。</p>	(5) - 1	水素爆発時の映像及び損傷状況を踏まえると、原子炉建屋の破損の主要因は、原子炉建屋内に滞留した水素の爆燃（水素濃度8%程度）によって生じた圧力による可能性が高い。	③	格納容器内で発生した水素は、格納容器内の水素濃度低減設備により処理する設計としており、格納容器から漏えいする水素を含む雰囲気ガスは、アニュラス内において水素濃度が可燃濃度下限の4%に達しないとともに、アニュラス空気浄化システムにより希釈・排気することで、格納容器外にて可燃濃度を超える水素が滞留しないよう設計している。アニュラス内水素濃度についても、水素濃度計により監視できる設計としている。
8 (イ)アニュラス内の水素濃度が4vol%以上となった場合、どのような事象が生じると考えるか。	<p>アニュラス内水素濃度が4vol%に到達した場合には、水素可燃領域に達していることから水素燃焼が生じる可能性がある。但し、(ア)に記載のとおり、格納容器内での水素処理およびアニュラス空気浄化系の運転により、アニュラス内は十分に低い水素濃度を維持できると考えている。</p>				
9 (ウ)PWRの水素対策の考え方の全体像について、BWRとPWRの設計等の違いによる差異も含めて示すこと。	<p>BWRでは格納容器内を不活性ガス（窒素）環境とし水素爆発を防止していることから、格納容器内での水素処理設備を設けておらず、格納容器から原子炉建屋へ漏えいした水素を水素処理装置（PAR）による再結合処理、SGTSによる建屋外へ放出する対策としている。</p> <p>PWRは、格納容器の自由体積が大きく、設計基準事故時においては水素燃焼を懸念する濃度まで上昇しない。SA時においては、格納容器内水素濃度が水素燃焼域に達することから、格納容器内に水素燃焼装置（イグナイタ）および水素処理装置（PAR）を設置し、格納容器内の水素処理により水素爆轟域に至らないよう水素濃度を抑制する水素対策としている。格納容器からの漏えい気体はアニュラス部に回収し、アニュラス内を負圧維持しつつ排気筒から排出する設計とし、格納容器内雰囲気ガスを原子炉建屋一般部（アニュラス部を除くエリア）に流入させず、アニュラス内の水素濃度を可燃限界未満に維持する設計としている。</p> <p>格納容器内およびアニュラス内の水素濃度計により、水素対策が設計で期待したとおり機能しているかを監視する設計としている。</p>				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
10	(エ) 東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、PWRの水素対策はどのようにあるべきと考えているのか。				
	(ウ) のとおり、漏えいする水素濃度を格納容器内にて低減処理し、漏えい水素を原子炉建屋一般部へ拡散させることなく、アニュラス空気浄化系にて建屋外へ排出する。				
11	(5) - 2②関係 (ア) 水素以外の可燃性ガスの発生源（可能性）に関する調査にも協力可能と理解してよいか。	(5) - 2	また、3号機の水素爆発で生じている火炎や爆煙については水素以外の可燃性ガスが寄与している可能性が高い。	②	3号機の建屋破損時の画像解析から1号機と異なった爆発形態であることが判明しているが、可燃性ガスの性状・発生メカニズム等について未解明であり、今後、異なった爆発形態となった原因について調査する必要があると考える。今後、水素爆発時の原子炉建屋内のガス組成の調査・分析を進めるとしていることから、当該調査内容・成果を確認していく（原子力規制庁の調査に協力）。
12	(イ) 可燃性ガスの発生源として、どのような設備等が考えられるか。また、それらの設備等が温度上昇することによりどのような可燃性ガスが生じると考えるか。				
	ケーブル被覆、保温材、充てん材などの有機物が高温環境に晒されることにより可燃性ガスが生じる可能性があると考え。具体的に生じる可燃性ガスについての知見は有していない。				

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）				
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
13	<p>（6）－1③関係 （ア）シビアアクシデント（以下「SA」という。）環境下での健全性（耐環境性）の確認では、機器の不安定動作が生じた場合の影響をどのように考えているのか。</p>	<p>SA時に機能を期待する設備については、SA時環境において機能確立できることを確認しており、不安定動作は生じないよう設計している。</p> <p>設計基準事故時とSA時において環境悪化を想定するエリアは格納容器内であり、福島第一原子力発電所事故において不安定動作が確認されているSRVと類似した機能を有する設備として、1次冷却材の減圧のため加圧器逃がし弁を設置している。BWRのSRVは、安全弁機能と逃がし弁機能を有した弁構造であり格納容器隔離時においても格納容器内のバックアップ駆動源にて動作する設計としているのに対し、PWRの加圧器逃がし弁は開度調整機構のない空気作動式のON-OFF弁であり、駆動源喪失時は全閉となる設計である。</p> <p>1次冷却システムの減圧が必要かつ全交流動力電源喪失などにより空気作動弁の駆動源が喪失した状態においては、格納容器外から可搬型の窒素ポンペを用いて駆動用気体を供給し、加圧器逃がし弁へ駆動源気体を供給する電磁弁を可搬型の蓄電池を用いて開放し、加圧器逃がし弁を全開とする。</p> <p>上述のとおり、加圧器逃がし弁を含むSA時に機能を期待している機器は、SA時環境において機能確立できることを確認しており、不安定動作は生じない。</p> <p>加圧器逃がし弁が閉不能（開固着）となった場合には、1次冷却材の流出が継続するが、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）流出量の増加と同じであり1次冷却材が低圧状態でのSA対応手段にて事象収束を図ることが可能である。また、加圧器逃がし弁が開不能となった場合には、ばね式安全弁である加圧器安全弁が1次冷却材の昇圧により動作し、1次冷却系の過加圧を防止することが可能である。</p>	<p>（6） －1</p>	<p>主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）の逃がし弁機能の不安定動作（中途開閉状態の継続と開信号解除の不成立）が生じた原因が不明である。</p>	<p>③</p>	<p>類似の機能を有する加圧器逃がし弁は、格納容器隔離時における駆動用空気源を格納容器内に設置せず、バックアップ駆動源を接続するまでは駆動源喪失ポジションとなる設計とし、格納容器隔離による駆動用空気源の遮断された状態において、バックアップ駆動源（窒素ポンペ）およびバックアップ電源（可搬型バッテリー）を必要時に接続することで遠隔操作を可能とするSA対策を整備している。</p> <p>加圧器逃がし弁は、開度調整機構のないON-OFF弁であり、駆動源が全開に要する圧力に満たない場合には中途開となり、そのまま固着する可能性はあるものの、加圧器逃がし弁上流に設置している加圧器逃がし弁元弁を閉止することにより1次冷却材の漏えいを停止することが可能な設計としている。そのため、加圧器逃がし弁の不安定動作により1次冷却材系統の挙動に影響することはない。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）				
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由	
14	<p>(6) - 2③関係</p> <p>(ア) 不安定動作が生じる可能性がある設備が不安定動作を生じた場合、どのような影響があると考えるか。</p>	<p>SA設備については、環境影響による不安定動作が想定される設備はSA時の耐環境性を確認していることから該当するものが無いと考えているが、福島第一原子力発電所のSRVと同等機能を有する加圧器逃がし弁と主蒸気逃がし弁について、不安定動作が生じた場合の影響については、次のとおり考えている。</p> <p>加圧器逃がし弁について、動作不能を含めた影響を前項にて考え方を記載した。</p> <p>主蒸気逃がし弁については、主蒸気管室内に設置しておりSA時においても設計基準事故時の環境からさらに悪化するとは想定されず、不安定動作は生じないものと考えている。万一、意図しない不安定動作が生じた場合においては、駆動源喪失時と同じく手動操作にて弁開度の調整が可能であり、冷却継続に大きな影響を与えないと考える。</p>	(6) - 2	<p>このことを踏まえると、全交流動力電源喪失（以下「SBO」という。）条件下でのSRVの逃がし弁機能の挙動、計装用圧縮空気系の隔離による影響（窒素圧の低下等）及び不安定動作が確認されたSRV以外の機器における不安定動作の可能性について、網羅的に把握する必要がある。</p>	③	<p>不安定動作を懸念する設備は、動的設備かつ通常運転時と設置環境が大きく変化する設備を考える必要があり、設置環境の変化が大きいエリアとして、原子炉格納容器内および原子炉格納容器に隣接する区画があげられ、該当する区画での動的設備として弁があげられる。なお、以下に記載する逃がし弁以外の安全弁他についての見解は(7)にて記載する。</p> <p>重大事故等時に通常運転状態から大きく環境変化が想定される格納容器内に設置し、重大事故等収束に使用する逃がし弁は加圧器逃がし弁のみであり、不安定動作に対する考えが(6)-1のとおりである。重大事故等の発生により高温状態となる主蒸気管室内に設置する主蒸気逃がし弁は、手動操作機構を備えており、制御系の不調や駆動源喪失時においては、手動にて開度調整が可能な設計としており、意図しない不安定動作が発生した場合においても手動調整が可能である。</p>
15	<p>(7) - 2①関係</p> <p>(ア) SA時の機器の挙動に関する知見は、誰がどのように集積すべきと考えるか。</p>	<p>SA設備については、想定するSA環境において機能を発揮できる耐環境性を有することを確認している。各設備の耐環境性能を超える環境にて使用した場合、不安定な挙動となるか等、福島第一原子力発電所事故分析結果等をもとに事業者・メーカー・研究機関等にて継続的に知見の収集・検討を行う必要があると考える。</p>	(7) - 2	<p>このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。</p>	①	<p>SA環境における設備が確実に動作する知見を集積することについて、異なる見解はない。</p>
16	<p>(7) - 2②関係</p> <p>(ア) SA時の機器の実力値（作動回数の限界値等）を把握すべきではないか。</p>	<p>SA設備については、想定するSA環境において機能を発揮できる耐環境性を有することを確認している。SA設備の耐環境性等について実力値を把握することは、想定を超える環境での機器健全性の使用可否判断につながることから、より一層の安全性向上の観点から望ましいと考える。</p>	(7) - 2	<p>このため、SA時の機器の挙動に関する知見を集積する必要がある。</p>	②	<p>SA設備について、SA時の環境影響を考慮した設備健全性を評価しており、更なる調査は不要である。</p>

中間取りまとめに関する見解等（回答）に対して、改めて見解等を聴取する事項の回答		（参考）中間取りまとめに関する見解等の回答（2021年5月10日）			
事項	回答内容	番号	事項	回答項目	回答内容、理由
17	(9) - 1 ①関係 (ア)成功した2回以外のベント操作ではベントに成功しなかった要因として、どのようなことが考えられるか。	(9) - 1	3号機のベント成功回数は2回である。	①	ベント成功は初期の2回のみであることについて、異なる見解はない。
18	(イ)成功した2回以外にベント成功と判断できるベント操作はあるか。				
	中間取りまとめに記載のとおり、格納容器ベントに成功した操作は2回のみと考えている。				
19	(9) - 2 ①関係 (ア)40時間に渡り原子炉建屋内に水素が滞留した要因として、どのようなことが考えられるか。	(9) - 2	3号機のベント時にSGTS配管を通じて4号機原子炉建屋内に水素が流入、その後、40時間に渡り同建屋内に水素が滞留し、爆発に至った。	①	3号機で発生した水素が、SGTSを介して4号機の原子炉建屋に流入し水素爆発が発生したことについて、異なる見解はない。
20	(9) - 3 ③関係 (ア)建屋内の水素滞留対策とSA対策との関係について、どのように考えるか（どちらの対策を優先させるべきと考えるか）。	(9) - 3	同建屋内に水素が滞留していた間には、同建屋周辺で作業員による復旧作業が実施されていたことを踏まえ、水素が滞留した原子炉建屋等における重大事故等対策や復旧作業等の安全確保に関して検討する必要がある。	③	(9)-2のとおり共用設計としないことにより他号炉に水素流入・滞留することなく、アニュラス排気系により排気筒から水素排出する設計とすることにより、原子炉建屋等の作業員が活動するエリアへの水素流入・滞留を防止する対策を講じており水素滞留・可燃濃度に達する可能性は低い設計としているが、アニュラス内の水素濃度および格納容器内の水素濃度を監視することにより想定外の水素発生状況ではないことを確認していく。
	原子炉建屋の水素燃焼が生じる環境では、作業員を原子炉建屋でSA対応操作および復旧作業に従事させることはできないため、SA時におけるPWRの水素対策として、格納容器内で水素濃度の低下処理を行い、アニュラス空気浄化系を起動することにより、原子炉建屋の一般区画への水素流出を防止する必要があると考える。 整備した格納容器内の水素処理、アニュラス空気浄化系が機能している状況にあっても、水素濃度が解析で確認した範囲内であることを格納容器内およびアニュラス内の水素濃度を継続的に監視し、SA対応操作および復旧作業を行う原子炉建屋の環境が水素燃焼域に至らない状況であることを確認し、現場状況に応じた作業可否判断をすると考えている。				

表1 泊発電所1, 2号機および3号機のアクシデントマネジメント対策の抽出結果

項目	想定したアクシデント		有効な対策	アクシデントマネジメント対策
炉心健全性の維持	原子炉停止機能喪失		原子炉停止機能	緊急2次系冷却の多様化
	ECCS再循環機能喪失		炉心冷却機能	タービンバイパス系の活用
				代替再循環 (※)
				代替補機冷却 (※)
				格納容器内自然対流冷却
	ECCS注入機能喪失		炉心冷却機能	タービンバイパス系の活用
	2次系からの除熱機能喪失		炉心冷却機能	タービンバイパス系の活用
	漏えい箇所の隔離機能喪失		炉心冷却機能	クールダウン&リサーキュレーション
安全機能のサポート機能喪失		安全機能のサポート機能	代替補機冷却 (※)	
			号機間電源融通	
格納容器健全性の維持	原子炉格納容器の除熱機能喪失	水蒸気（崩壊熱）による過圧	放射性物質の閉じ込め機能	格納容器内自然対流冷却
				格納容器内注水
	原子炉格納容器の除熱機能喪失	貫通部過温	放射性物質の閉じ込め機能	格納容器内自然対流冷却
				格納容器内注水
				格納容器内注水
	格納容器雰囲気直接加熱		放射性物質の閉じ込め機能	1次系強制減圧
	格納容器への直接接触		放射性物質の閉じ込め機能	1次系強制減圧

(注) 泊発電所1, 2号機のアクシデントマネジメント対策は、プラント運転開始後に実施している。

泊発電所3号機のアクシデントマネジメント対策は、プラント運転開始前に実施している。

(※) 泊発電所3号機では、「代替再循環」と「代替補機冷却」をアクシデントマネジメント策ではなく、同等の機能を設計基準事象に取り込んでいる。

表2__既存の安全機能への影響確認一覧 [泊3号の例]

設計上配慮すべき項目	格納容器内 自然対流冷却	注水 格納容器内	電源融通 号機間	対応方法
(1) 安全設備の多重性、独立性を阻害しないこと	○	○	—	既存の設備と接続する場合、機能的に分離するまでの間は、既存設備の多重性、独立性を阻害しない設計とする。
(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリの耐圧、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—
(3) 格納容器の機能、隔離設計を阻害しないこと	—	—	—	—
(4) 既有設計の安全機能を阻害しないこと				
(a) 安全保護系	—	—	—	—
(b) 原子炉停止系	—	—	—	—
(c) 非常用炉心冷却系	—	—	—	—
(d) 残留熱を除去する系統	—	—	—	—
(e) 原子炉格納容器除熱系	—	○	—	原子炉格納容器スプレイ設備に消火水設備等を接続する場合は、接続部を隔離弁で分離し、鍵管理等を行う設計とする。
(f) 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	○	—	—	補機冷却水の沸騰を抑制するために加圧する場合は、耐圧上問題のないことを確認する。
(g) 電源系	—	○	—	電動弁等を非常用電源に接続する場合は、遮断器等により分離し既存の安全設備と同等の設計とする。
(h) その他	—	—	—	—
(5) 安全評価上悪影響を及ぼさないこと	影響なし	影響なし	影響なし	手動操作は設計基準事象外の状態を検知して行う手順とする。単一の故障や誤操作によって新たな異常事象の発生とはならない設計とする。

○：該当する設備追加があり、安全機能に影響しないことを確認

—：該当する設備追加なし

なお、「代替再循環」ならびに「代替補機冷却」については、DBEにて対応する設備であるため、既設置許可申請書または工事計画認可申請書にてその重要度、機能について確認済みである。