

ご意見の該当箇所	
3. (2) 反応度制御系及び原子炉停止系	
ご意見の概要	
反応度制御系及び原子炉停止系に対する機能要求の明確化	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉の通常運転中の反応度変化の制御に用いる反応度制御設備は、原子炉の起動／停止、出力変化、燃料の燃焼に伴う反応度変化を制御する能力を有することが要求され、設計基準事故の安全停止に必要となるような大きな反応度制御を要求されるものではない。（反応度制御系）と（原子炉停止系）の2つの設備に対する要求が並列記載されている骨子案では、原子炉の運転制御を行う反応度制御系の設備に、安全停止機能の要求を行っているようにも読むことができ、原子炉の安全性を十分に確保しつつ合理的な設計基準を定めるためにも、制御と停止の機能要求の観点で明確に整理された記載にすべき。 ➤ 反応度制御系と原子炉停止系の用語を適切に使い分けるべき。 ➤ 停止系の記述の反応度制御系には、制御棒が含まれないことを明記すべき。 ➤ 反応度制御系の要求の第3号から第6号は、原子炉停止系とすべき。 ➤ 要求事項の詳細Gの沸騰水型軽水炉のほう酸注入系は原子炉停止系と区分すべき。 	
考え方	
今回の基準骨子案では、原子炉停止系と反応度制御系について、その定義を見直した上で、用語や記載振りを再整理したものであり、要求内容を変更するものではありません。	

ご意見の該当箇所	
3. (2) 反応度制御系及び原子炉停止系	
ご意見の概要	
低温停止の系統の扱い	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 基本的 requirement 第5項で「反応度制御系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持出来る設計であること」とあるが、低温状態では臨界未満に維持するシステムは、单一故障で機能喪失することとなり、安全設計上許されない設計である。反応度制御系において、高温状態と低温状態で、「少なくとも二つ」と「少なくとも一つ」という二種類に分かれているが、反応度制御という原子炉の安全の根幹をなす系で、高温状態、低温状態で、同等の安全性が確保出来ないことは設計上問題であり、両者とも「少なくとも二つ」にすべき。 	
考え方	
原子炉の停止機能及び未臨界の維持機能を有する系統に対しては、重要度の特に高い安全機能を有する系統として、「信頼性に関する設計上の考慮」において多重性又は多様性及び独立性を有し、单一故障を仮定しても機能を失うことのない設計とし、低温状態においても单一故障（短時間における動的機器の单一故障、長時間における動的機器の单一故障又は想定される静的機器の单一故障）でその機能を喪失することがないことを規制要求としています。	

ここでは、原子炉の停止機能及び未臨界機能を有する系統を構成する反応度制御系及び原子炉停止系の設計について、現行規制の運用における要求内容が適確に反映されるようにする観点から見直したものと規定しています。具体的には、第3項を満たすものとして、BWRについては制御棒及びホウ酸注入系、PWRについては制御棒及び化学体積制御系を備えていることを要求し、第5項を満たすものとしては、BWRにおいては制御棒又は化学体積制御系、PWRについては化学体積制御系を備えていることを要求するものです。なお、いずれの場合においても、信頼性に関する設計上の考慮として、高温状態または低温状態において、単一故障によりその機能を喪失しないことを要求しています。

ご意見の該当箇所	
3. (2) 反応度制御系及び原子炉停止系	
ご意見の概要	
制御棒引き抜きの本数等 <主な内容> <ul style="list-style-type: none">➤ 基本的要件事項第7項で「制御棒による原子炉停止系は、高温状態において、反応度値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。また、低温状態において、反応度値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、必要に応じて反応度制御系と相まって炉心を臨界未満にできる設計であること。」とあるが、複数本あるいは複数組が引き抜き、挿入できないことが全くないと言いかねるのか。もし、複数本あるいは複数組が引き抜き、挿入できない場合に、どの程度まで臨界未満が達成できるのか評価する必要があるのではないか。少なくとも複数本（例えば5本）が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないことを設計基準とすべきである。➤ BWRにおいては、定期検査時ではあるが複数本の制御棒が脱落あるいは誤操作されたトラブルが10数件報告されている。定検時に起きた事故は、条件の重なり合いがあれば、同様な事故が起きうるわけで、『反応度値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）』だけを対象にすることは、非保守的である。PWRにおいても大規模な地震時に衝撃的な加速度を生じ、制御棒は複数本入らなくても臨界未満に維持できる設計にすべきである。➤ 後段の、低温状態で、“必要に応じて反応度制御系と相まって”とあるが、原子炉停止系単独で臨界未満にできないことは安全性の観点から著しい欠陥である。	
考え方	
ここでは、原子炉停止系である制御棒の停止余裕について規定しており、反応度値の最も大きい制御棒1本が挿入できない場合にも炉心を臨界未満にできることを要求しています。御指摘のような複数本の制御棒が挿入できないことが発生する可能性は否定できないものですが、そのような事故については、スクラム失敗事象(ATWS)として、SA基準において対策を要求しています(新安全基準(シビアアクシデント対策)骨子案「2.(3)原子炉停止対策」参照)。 低温状態において、「必要に応じて反応度制御系と相まって炉心を臨界未満にできる設計であるこ	

と」については、現行規制の運用における要求内容が適確に反映されるようにする観点から規定を見直したものです。「反応度制御系と相まって炉心を臨界未満にできる設計」については、既設のPWRの設計が該当することになりますが、低温状態において炉心を臨界未満とし、これを維持する機能として、十分な信頼性を有する反応度制御系（既設原子炉の設計においては、化学体積制御系）を備えていることを別に要求しており、その機能に期待することにより同等の安全性を確保し得るものと考えます。

ご意見の該当箇所	
3. (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	
ご意見の概要	
バウンダリの範囲を変更（第1隔離弁まで→第2隔離弁まで）をすべきでない <主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 1. 総則において、圧力障壁、破壊で冷却材喪失と定義されているが、第2隔離弁でなく第1隔離弁が正しいのでは。 ➤ 要求事項の詳細 A (C) ii で、通常時「閉」・事故時「閉」の弁は、事故時に弁を開(開)動作させることはないことから、单一故障の想定は必要なく、バウンダリ範囲拡大で安全性が低下するから現行と同様の要求をすべきである。 ➤ 第2弁までは弁の状態に応じた規制をすべき 	
考え方	
<p>当該規定は、米国での規制事例を踏まえ、2つの弁で確実にバウンダリを保護するため要求事項を強化することを意図しています。</p> <p>一方、原子炉冷却材圧力バウンダリは、定義において「原子炉の通常運転時に、原子炉冷却材（加圧水型軽水炉においては一次冷却材）を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において圧力障壁を形成するものであって、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設をいう。」としており、この定義に基づけば、通常時閉、事故時閉の弁については、当該弁が原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁となると考えられます。ただし、通常時及び事故時において何らかの開操作若しくは漏えい等により原子炉と同じ圧力条件となるおそれがないことが明らかであることが必要です。</p> <p>発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令の解釈において、「通常時閉・事故時閉であって、原子炉運転時にも短時間開となり事故時開になるおそれのある配管の弁（具体的には残留熱除去系配管の隔離弁）」との記載があり、このような配管の弁については、第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとすることが適切と考えられます。</p> <p>以上を踏まえ、要求事項の詳細A項については、「通常時閉、事故時閉となる弁を有するもの」のうち、通常時又は事故時に開となるおそれのあるものについては第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとし、それ以外のものについては従来のとおり第1隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウンダリとするように修正します。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	
ご意見の概要	
安全弁の二重隔離 <主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 加圧防護の機能を持つ安全弁に対して二重隔離の要件を適用すべきではない。安全弁は単独で圧力境界となる。 	
考え方	

御指摘を踏まえ、C項について、「また、ここでいう「原則として」とは、原子炉の安全上重要な計測またはサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものについては、隔離弁を設けないことをいう。」を、「また、ここでいう「原則として」とは、原子炉の安全上重要な計測またはサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、過圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものについては、隔離弁を設けないことをいう。」に修正します。

ご意見の該当箇所
3. (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
ご意見の概要
隔離弁設置の条件 <主な内容> <ul style="list-style-type: none">➤ 原子炉冷却系統に接続する配管に隔離弁を設置しないのは、その配管損傷による漏えい量が十分少なくて原子炉補給水系により補てんできる場合にのみ許容される（流路断面を減少させるために流量制限装置を使用しても良い）。
考え方
御指摘の趣旨で「その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの」として詳細事項C項に示しています。

ご意見の該当箇所
3. (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ
ご意見の概要
圧力バウンダリに係る記載のうち、反応度制御系／原子炉停止系の使い分け <主な内容> <ul style="list-style-type: none">➤ 要求事項の詳細B項について、『「健全性を確保できる設計」とは、反応度制御系、原子炉冷却系、計測制御系～』としているところ、反応度制御系には通常運転時に用いられる「原子炉再循環流量制御系」が含まれているが、「原子炉再循環流量制御系」の制御機能として、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、バウンダリの健全性を確保できる機能を持たせていないため、例示するのであれば「原子炉停止系」の方が適切。
考え方
御指摘を踏まえ、「「健全性を確保できる設計」とは、反応度制御系、原子炉冷却系、計測制御系、安全保護系、安全弁等」を「「健全性を確保できる設計」とは、原子炉停止系、原子炉冷却系、計測制御系、安全保護系、安全弁等」に修正します。

ご意見の該当箇所	
3. (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ	
ご意見の概要	
経年劣化	<主な内容>
	<p>➤ 原子炉圧力容器の脆性破壊は極めて深刻な炉心損傷事故になる可能性があるので、その防止策を規則上で明確にすることが肝要である。このため、基本的要件事項第3項の要件事項の詳細に「脆性的挙動を示さず、かつ急速な伝播型破断を生じない設計であること」とは、原子炉圧力容器内にサーバイランス試験片等を挿荷して中性子照射下での脆性遷移温度を定期検査できる設計になっていることを含める。また運転段階に入っては、脆性遷移温度の値が十分な余裕を持って設定された所定の温度以下に保たれていることを含める。」を追加すべき。</p> <p>➤ 脆性的挙動について、どういったレベルで確認するのか。玄海原発1号炉の危険性が指摘されているが、今後も「原子力ムラ」のみで試験片の調査を継続するのか。わからないことは安全サイドに倒しておくことが必要ではないか。</p> <p>➤ 設計上のみならず、老朽化のように経年変化によって強度や信頼性が劣化する問題については、設計寿命を厳密に遵守して、30年ないし40年を超える設備は廃炉にすべきである。</p>
考え方	
<p>新安全基準骨子案では、試験可能性に関する設計上の考慮として安全上重要なものについて健全性を確認できる設計であることを求めています。また、設置許可後の詳細設計段階では、運転に伴う中性子の照射による構造材の劣化状況を把握し、原子炉圧力容器が脆性破壊を引き起こさないよう、原子炉内に監視試験片を設置することを要求しています。監視試験片は、定められた間隔で定期検査中に取り出され、脆性遷移温度等についての試験を実施し、その結果を踏まえて設定される原子炉の圧力及び温度に対する制限範囲内で運転及び試験を行うことが保安規定により求められています。</p> <p>高経年化した原子炉については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」に基づき、運転開始から30年が経過した以降、10年ごとに経年劣化に関する技術的な評価を実施し、長期保守管理方針を策定することが要求されています。これに加えて、原子炉等規制法の改正により運転期間を原則40年とする制度が導入されることとなっており、現在、この制度の運用方法について検討を進めています。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (4) 原子炉冷却系 ①原子炉冷却材補給系	
ご意見の概要	
小規模の漏えい	
<主な内容>	
➤ 原子炉冷却材の小規模の漏えいには、又、原子炉冷却系に接続する隔離弁のない小口径配管の破断を含むべき (3(3)2 及び 3 (3) C の計装ラインのようなもの)	
考え方	
御指摘のとおり原子炉冷却系に接続する隔離弁のない小口径配管の破断は原子炉冷却材の小規模漏えいに含まれるものであり、記載事項の詳細B項の「原子炉冷却材の小規模の漏えい」とは、・・・バウンダリの小亀裂等において例示としては記載していませんが、「等」の一つであると考えています。	

ご意見の該当箇所	
3. (4) 原子炉冷却系 ④最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	
ご意見の概要	
熱を輸送する系統に係る外部人為事象等の記載	
<主な内容>	
基本的 requirement 第 3 項で「最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統は、基準津波、溢水、飛来物その他の外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計とすること」とあるが、「A、B、C その他の外部人為事象」という構成だと、A B C も外部人為事象であるように意味がとれるが、基準津波、溢水は外部人為事象ではなく、飛来物については外部人為事象と外部人為事象でないものがある。設計上想定されるべきものを明確にすべき。	
考え方	
「2. (2) 外部人為事象に対する設計上の考慮」における要求事項の詳細A項において、「飛来物（航空機落下等）」と記載しています。ここで「飛来物」はこれに該当しますので、「飛来物及びその他の外部人為事象」を「外部人為事象」に修正します。	

ご意見の該当箇所	
3. (4) 原子炉冷却系 ④最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	
ご意見の概要	
「飛来物」の定義は	
<主な内容>	
➤ 設計上具体的に考慮する必要があるので「飛来物」の定義を明確にすべき。	
考え方	
ここで飛来物は、「2. (2) 外部人為事象に対する設計上の考慮」における要求事項の詳細A項に記載している、「飛来物（航空機落下等）」が該当します。	

ご意見の該当箇所
3. (4) 原子炉冷却系 ④最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統
ご意見の概要
<p>津波や外部人為事象への対策</p> <p><主な内容></p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、基準津波、溢水、飛来物及びその他の外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計とすること。」は、この④にしか出て来ない。②、③にも記載すべき。 ➤ 2(1) p 8 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統がその一つである全ての安全系統に外部事象への物理的防護を求めるることは十分ではない？もし十分であればそれで良い。
考え方
<p>当該記載は、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統に対する物理的防護を明示的に規定したものです。安全機能を有する構築物、系統及び機器が津波、溢水、外部人為事象に対し、物理的防護を含む設計により原子炉施設の安全性を損なわないことは、御指摘のとおり重要であり、「2. (1) 自然現象に対する設計上の考慮」、「2. (4) 内部溢水に対する設計上の考慮」、「2. (2) 外部人為事象に対する設計上の考慮」において要求しています。</p>

ご意見の該当箇所
3. (4) 原子炉冷却系 ④最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統
ご意見の概要
<p>津波や外部人為事象への対策</p> <p><主な内容></p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 【基本的要件事項】には、福島原発事故での教訓として「3 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、基準津波、溢水、飛来物及びその他の外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計とすること」を追加しているが、【要件事項の詳細】には説明文章追加がなく片手落ち。「C 「基準津波、溢水、飛来物及びその他の外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計とすること」には、基準津波における引き波での海水ポンプ吸水不能対策、高波での海水ポンプ電動機水没故障対策を含むこと。また、海水系統海水トレーンチ等は建屋外にあるため、特に、外部人為事象に対する物理的防護を確実にすること。」を追加すべき。
考え方
<p>御指摘の第3項については、今回の東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて追加したものですが、引き波に関しては、地震・津波に関する新安全基準骨子案において「水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。」と規定（※）しています。また、津波に加えて高波を組み合わせた対策についても、同骨子案の要件事項の詳細において津波防護施設・設備の耐津波設計においてその他の要因による潮位変動も考慮することを求めています。</p> <p>建屋外にある海水系等、海水トレーンチ等のうち、最終的な熱の逃し場へ熱を輸送する系統を構成す</p>

るものについては、この第3項に規定に該当する設備であり、外部人為事象に対する物理的防護を考慮した設計とすることが要求されます。

※第9回発電用軽水型原子炉施設の地震・津波に関する新安全設計基準に関する検討チーム（3月13日） 資料「震基9-2-2」による改訂案です。

ご意見の該当箇所	
3. (4) 原子炉冷却系 ⑤蒸気タービン設備	ご意見の概要
要求事項について	
<主な内容>	
➤ 蒸気タービン設備への要求事項は、「破損防止対策を講じる」とすべき。	
考え方	
蒸気タービンそのものが破損しないよう十分な構造強度を有することはもちろんのこと、仮に破損した場合においても、その影響が波及し、原子炉施設の安全性に影響を与えることがないようにすることが必要であり、「破損防止対策を講じる」だけでは不十分であることから、現在の規定振りとしています。	

ご意見の該当箇所	
3. (4) 原子炉冷却系 ⑤蒸気タービン設備	ご意見の概要
誤記	
<主な内容>	
➤ 要求事項の詳細 A の「十分な構造強度を有するする」は「十分な構造強度を有する」の誤記。	
考え方	
誤記であり、御指摘のとおり修正します。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設	
ご意見の概要	
表現の明確化	
<主な内容>	
<p>➤ 原子炉格納容器設計の妥当性を確認するためには、事象を選定した上で圧力・温度、動加重、可燃性ガスの発生及び放射性物質の各々について評価を行い、各々の判断基準を満たすことによって設計の妥当性を確認する。よって、このことがわかるよう、要求事項の詳細Aについては、『「想定される事象」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力・温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生及び放射性物質の濃度について各々の評価結果が評価された結果のうち、着目するパラメータについて最も厳しい条件を包絡した事象をいう。</p>	
考え方	
御指摘を踏まえ、A項について、「「想定される事象」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力・温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生及び放射性物質の濃度について評価した結果が、それぞれの判断基準に対し最も厳しくなる事象をいう。具体的には、・・・」に修正します。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設	
ご意見の概要	
'実用上可能な限り' の削除について	
<主な内容>	
<p>➤ 基本的 requirement 第 5 項の格納容器の隔離弁について、「原子炉格納容器に接近して設けた設計であること」とあるが、現行安全設計審査指針と比べると「実用上可能な限り」が削除されているがその理由は、規制要求の内容に変更が生じているのか。</p>	
考え方	
定義が明確でないことから「実用上可能な限り」を削除したものであり、従来の要求を変更するものではありません。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設	
ご意見の概要	
所定の漏えい	
<主な内容>	
<p>➤ 「所定の漏えい」は「所定の漏えい率」とすべき。指針から変わったが、2.(10)試験可能性 C 項では従来通り全体漏えい率測定要求になっているので、誤りではないか。</p>	
考え方	

所定の漏えい率の確認は、漏えいが許容範囲内であることを確認するための検査手段の一つであることから表現振りを適正化したものであり、従来の要求を変更するものではありません。

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設	ご意見の概要
格納容器隔離弁	
<主な内容>	
▶ 一般的に、格納容器隔離弁は、安全上重要な計装、サンプリング、CRDM配管といった全ての貫通部に、格納容器バイパスのリスクを低下させるために、必要とされる。	
考え方	
原子炉格納容器壁を貫通する主要な配管系に対しては、御指摘のとおり「格納容器バイパスのリスクを低下させる」ための原則として、原子炉格納容器隔離弁を設けることを求めていきます。「主要な配管系」として例外としているものは要求事項の詳細に記載しているとおり「高温運転時に原子炉格納容器隔離弁が閉止されているように設計された配管系」であって、格納容器バイパスを発生させるリスクのないものに限定しています。なお、「事故の収束に必要な系統の配管系を除き」として、非常用炉心冷却系の配管等、「その系統に期待される安全機能を阻害しないために、自動隔離信号によって閉止することを要しない」としていますが、その場合にあっても格納容器バイパスが発生することがないよう「それらの配管系により、原子炉格納容器の隔離機能が失われてはならない」ことを要求しています。これらを含めてすべての格納容器貫通部に隔離弁を設けることについては、その故障、誤作動、等に伴うリスクについて、十分に考慮することが必要と考えます。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設①原子炉格納施設	ご意見の概要
記述が詳細すぎる	
<主な内容>	
▶ 基本的 requirement 第 6 項で格納容器の機能と隔離弁に監視、隔離機能を詳細化し、さらに隔離弁の設置数や場所について追加しているが、記述が詳細すぎたり要求が過剰である。	
考え方	
当該規定は、格納容器隔離弁の設置に係る考え方を明確化したものです。なお、安全設計審査指針の記載を踏襲したものであり、S A 対策として原子炉格納容器ベント配管にラプチャディスクを設置する場合における特別の規定を追加していますが、格納容器隔離弁に対する要求を従来から変更するものではありません。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設	
ご意見の概要	
外側隔離弁の設置	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 格納容器内側の隔離弁に加えて外側隔離弁を設けることは著しく格納容器隔離機能の信頼性を増加させ（格納容器内の劣化雰囲気に晒されない、駆動源喪失の場合に現場での作動が可能、隔離機能に多様性を提供する）、従って、このことを、既に述べたように、一般的な規則とすべきである。 	
考え方	
御指摘のとおり、基本的 requirement 第 6 項の第 1 号において、格納容器隔離弁への原則的な要求として内側及び外側に隔離弁の設置を求めています。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設	
ご意見の概要	
格納容器隔離弁	
<主な内容>	
<p>格納容器は環境への最後の障壁であり、それを開放することは、極端に過酷な状況に限って人間の判断にすべきである。充分な猶予時間を与えねばならない。</p> <p>AM (炉心溶融シナリオ) の為に格納容器にラプチャディスクを設置する場合には、</p> <ul style="list-style-type: none"> ➤ 格納容器の設計圧以上、極限圧以下に設定し、開放することは許容される。 ➤ ラプチャディスク開での流路にはフィルタシステムと隔離装置の設置が要求される。このことで、ラプチャディスク開時の環境への放射能の放出を低減し、格納容器の減圧と熱除去機能が回復した時の閉止が可能となる。設計全体で、SA 時の最大許容放射能放出量の規制基準に合致せねばならない。 	
考え方	
格納容器の設計圧以下の開放圧のラプチャディスクを許容することについては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故において、ラプチャディスクの開放圧が格納容器の設計圧以上に設定されていたためイベントのタイミングが遅れたという教訓から、必要な時に、確実に格納容器を確実にベンチることができますようにするためのものです。	

ご意見の該当箇所	
3. (5) ①原子炉格納施設	
ご意見の概要	
原子炉格納容器隔離弁	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉格納容器隔離弁は、「隔離弁機能（隔離弁閉）」と「事故の収束に必要な系統の配管系機能（隔離弁開）」との相反する両者の機能が、プラントの状態に応じて的確に機能選択され、隔 	

離弁開か隔離弁開のいずれから選択され、確実に機能することが求められる。基本的要件事項第4項の記述が確実に担保するために、①各プラントパラメータの状態把握、②そのためのセンターおよび信号伝達系の機能、③センターおよび信号伝達系が故障している場合のインターロックあるいは故障検出機能付加、④隔離弁への駆動動力源の確保、⑤FMEA, FTA, ETA等を駆使して、関連機器、ケーブル等の故障モード、故障部位毎の系統への影響評価の実施と致命的な影響の回避対策、等を実施する。総じて、機器の故障、人為的なミスの影響を加味しても、フェールセーフ化、フルブループ化が担保できるような設計にする必要がある。既設プラントを含めて、検証することが必要と考える。【要件事項の詳細】で触れることでも良いが、少なくとも、福島事故で起きた、ICその他の隔離弁機能や他の系統で起きたかあるいか起きる可能性のあった設計上の課題は徹底的に明らかにする必要がある。特に、一度機能したがその後故障あるいは故障した状態からの復旧操作している段階で、フェールセーフ化が図れているかあるいは少なくとも機能阻害が生じないことを個々のシステム毎に確認することが求められる。

考え方

フェールセーフ化及びフルブループ化は重要な設計思想であることは御指摘のとおりであり、安全審査において十分な設計となっていることの確認を行うべき観点であると考えます。

ご意見の該当箇所

3. (5) ①原子炉格納施設

ご意見の概要

圧力抑制プールのスロッシング

<主な内容>

- 原子炉格納容器の事故時の圧力・温度は、沸騰水型の場合には、想定されるいかなる条件下でも、圧力抑制プールの機能が維持されなければ、早期に設計条件を超てしまうことになる。圧力抑制プールは、配管破断等による事故時にベント管を通して出た水蒸気が、圧力抑制プール水面から十分深い所にあるダウンカマ先端から放出されることで、水蒸気が凝縮されることで圧力抑制機能維持される。したがって、①水力学的動荷重と地震動による動荷重の重ね合わせに対して、ベント系各部位、圧力抑制室の圧力バウンダリが損傷しないこと。②上記凝縮過程において地震動に伴うスロッシングによる圧力抑制プール水面の同様でダウンカマが水面近くまで出て圧力抑制機能が阻害されないこと。③また、加圧水型のアイスコンデンサ型格納容器では、地震や機器の故障が生じても冷却機能が阻害されないことが極めて重要である。したがって、その原理に応じて、格納容器の圧力抑制機能が喪失することがないよう、設計上、格別の配慮と確認が求められる。
- よって、基本的要件事項第1項「原子炉格納容器は、想定される事象に対し、その事象に起因する荷重（圧力、温度、動荷重）及び適切な地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能をあいまって所定の漏えいを超えることが無い設計であること。」に続いて、「沸騰水型格納容器においては、想定される事故条件と設計想定地震動およびそれに伴う圧力抑制プールのスロッシングが同時に生じても圧力抑制機能が阻害されることのない設計であること。加圧水型格納容器においても、想定される事故条件と設計想定地震動が同時に生じても冷却機能が阻害されることのない設計であること。」を追加すべき。

考え方

従来から、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重、及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合は長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率と継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえて荷重状態を組み合わせることを要求しています。今回の事故における逃し安全弁が作動していた期間及び頻繁な余震の発生を踏まえれば、逃し安全弁の作動に伴う荷重と地震荷重の重畠し得るものと考えられますので、このような荷重の重畠を考慮することについて、今後行うこととなる審査において確認していく必要があるものと考えます。

ご意見の該当箇所

3. (5) ①原子炉格納容器施設

ご意見の概要

シビアアクシデント対策設備の用語

＜主な内容＞

- 要求事項の詳細H項で「圧力開放板」の設置は、別途設置されるシビアアクシデント対策設備の安全機能に影響を与えないことが示される場合に限り設置できるものとし、その場合、格納容器設計圧力を下回る設定圧で圧力開放板を開放させてもよい。」とあるが、「シビアアクシデント対策設備」という用語の定義はどこにも見当たらない。文意からは、新安全基準（シニアアクシデント対策）骨子（案）の用語の定義にある重大事故緩和設備と思われる。

考え方

御指摘のとおり重大事故緩和設備のことであり、シビアアクシデント対策の骨子案の記載変更も踏まえ、「シビアアクシデント対策設備」を「重大事故対処設備」に修正します。

ご意見の該当箇所

3. (5) 原子炉格納施設 ①原子炉格納施設

ご意見の概要

格納容器の設計見直し

＜主な内容＞

- 沸騰水型軽水炉の格納容器については、事故以前から、容量が小さすぎる、圧力を抑制するためのプールが小さすぎるといった設計の欠陥が指摘されてきました。福島原発事故は、まさにこの欠陥が露呈したものです。
- 格納容器の容量等の基準が必要。
- 格納容器の設計の見直しが必要。
- 今回の事故前から格納容器が小さすぎるなどの脆弱性が指摘されていたマークI型は合格できない基準にしてください。

考え方

本基準では、設計基準としての格納容器に対する要求を規定しています。格納容器の設計の見直しが必要とのご意見については、設計基準を超える事故に対し格納容器の健全性を確保するための規制要求として、S A基準において規定しています。S A基準では、原子炉格納容器の大小にかかわらず、

炉心が溶融した場合でも格納容器が破損しないことを要求しています。

ご意見の該当箇所	
3. (6) ①計測制御系	
ご意見の概要	
記録及び保存が必要なパラメータの範囲 <主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 要求事項の詳細Cにおいて、『第2項第三号における「必要なパラメータ」とは、「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下、省令62号）」の第20条第1項第1号及び第3号から第14号までに掲げる事項をいう。』とされているが、設計基準事故時の監視・記録の必要性が低い計測パラメータが含まれている。要求事項の詳細Cの記載内容については、設計基準事故時の監視・記録の必要性、従来指針（「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針」）との整合性を考慮の上、事故時監視対象のパラメータを変更すべきである。 ➤ 発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令第20条に掲げられているパラメータは、必ずしも事故時監視計器に特化しておらず、通常時監視計器も含めた原子力発電所に施設すべき計測装置一般を規定している。また、安全重要度MS-2、MS-3のパラメータが区別なく混在して列挙されている。例えば、MS-3パラメータの例としては、プロセスマニタ（排気・排水）、エリアモニタ、主蒸気温度など。事故時監視計器のうち、MS-2「事故時のプラント状態の把握機能」に位置づけられるものについては、その重要性から多重性又は多様性、独立性、非常用電源接続を要求している一方、その他の事故時監視計器については同様な要求はしていない。設備に対する要求事項はその重要度に応じてなされるべきであり、設計基準事故時に「記録及び保存が確実になされること」の要求はMS-2に対して行うべき。 	
考え方	
記録及び保存の範囲については、重要度の特に高い安全機能を有する系統に当たるものと整理し、要求事項の詳細C項を、「第2項第三号における「必要なパラメータ」とは、安全確保上最も重要な原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込めの三つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力・温度等をいう。」に修正します。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) 計測制御系 ①計測制御系	
ご意見の概要	
計測制御系における燃料貯蔵設備の計測の要求の削除 <主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 3(10) 燃料取扱系における要求事項でも、使用済燃料の貯蔵設備の水位及び水温等の測定が要求されており、要求内容が重複している。燃料貯蔵設備の計装制御系の設計基準は、燃料取扱系において整理すべき。 ➤ 基本的 requirement 1 の最後に、ただし、「燃料貯蔵設備については運転時の異常な過渡変化を除く」と追加すべき。 	
考え方	

燃料貯蔵設備の「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時」における計測については、「3. (10) 燃料取扱系」第5項に規定しており、また、想定される範囲内への維持制御を行う必要はないことから削除することとし、「原子炉格納容器バウンダリ、燃料貯蔵設備及びそれらに関連する系統」を「原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統」に修正します。また、これにあわせ、要求事項の詳細A項について、「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、「原子炉格納容器内の圧力・温度・雰囲気ガス濃度、燃料貯蔵設備のプール水位・水温等をいう。」を「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、「原子炉格納容器内の圧力・温度・雰囲気ガス濃度をいう。」に修正します。

ご意見の該当箇所	
3. (6) 計測制御系 ①計測制御系	ご意見の概要
必要なパラメータについて	
<主な内容>	
<p>➢ 「健全性を確保するために必要な全てのパラメータ」には、PWR の SG 水量(水位)及び SG 圧力を含むべき</p> <p>➢ 事故の状態を把握し対策を講じるために必要な全てのパラメータは、格納容器雰囲気状態に関連するパラメータ (P,T,H₂ 及び放射能度) に限定すべきではなく、格納容器内環境条件の劣化を伴う DBA の緩和に必要とされる原子炉冷却系(及び PWR では SG も)に関連する I&C を含むべきである (例: 原子炉冷却系の隔離、ECCS 作動及び長期運転、EOP で使用する炉心冷却モニタリング)。</p>	
考え方	
「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、等をいう。」では主なものを記しています。御指摘も踏まえ、今後、「等」に含まれるパラメータについては審査ガイドにおいて規定します。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) ①計測制御系	ご意見の概要
内蔵プログラムの品質	
<主な内容>	
<p>➢ 計装制御系の基準に、内蔵プログラムの品質に関する規定を追加すべきです。計装制御系の基準には、内蔵しているプログラムの品質に関する規定がありません。情報システムに欠陥があれば、それだけで重要事故を引き起こすことが考えられます。しかもノーマル処理でない場合にしばしばシステムの欠陥が露呈します。それらのことを考えると、制御系の基準には以下を追加すべきと考えます。「情報システムは、バグがないことを証明した上で納品しなければならない。」</p>	
考え方	

デジタル計測制御系については、後段規制においてその品質を確認することとしており、現行制度においては、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令及びその関連文書においてデジタル安全保護系のソフトウェアに品質確保に係る要求を規定しています。この技術基準は、原子炉等規制法に基づく技術基準として、別途、整備します。

ご意見の該当箇所	
3. (6) ②安全保護系	
ご意見の概要	
計測制御系との分離 <主な内容> ➤ 基本的 requirement 事項に「安全保護系は、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計であること。」とあるが、「共用する場合」と「分離された設計」は矛盾するのではないか。制御系には計測情報や警報信号のみ送り、検出端ならびに作動端末を含めた安全保護系は PLC(Programmable Logic Controller) やリレーシーケンスによって組まれた独立システムであるべきである。	
考え方	
デジタル信号処理や多重信号伝送などにより、計測制御系と「共用する場合」に、計測制御系の故障等でも安全保護系に悪影響が及ばないよう機能的に「分離された設計」を要求したもので、「共用する場合」と「分離された設計」は矛盾するものではないと考えます。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) 計測制御系 ②安全保護系	
ご意見の概要	
サイバーセキュリティ対策の要求 <主な内容> ➤ サイバーセキュリティは核物質防護措置に基づく対応が含まれ、詳細は核物質防護秘密として情報管理している。そのため要求される事象に対する設計は、項目のみとし非公開の従来の規定により一元管理すべき。 ➤ 2 (2) で第3者の不法な接近に対する措置を要求しているので、第6号で改めて要求する必要はない。	
考え方	
この要求については、原子炉施設へのデジタル計測制御系の導入を踏まえ、2. (2) に規定する一般的な「第三者の不法な接近等」とは別に、サイバーセキュリティ対策を明示的に要求することを目的として新たに規定したものです。 核物質防護措置に基づく対応に係る情報の取り扱いについては、従来から変更するものではありません。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) 計測制御系 ③制御室等(居住性を除く)	
ご意見の概要	
誤記	
<主な内容>	
▶ 要求事項の詳細 A の『「主要パラメータが監視できる」とは、基本的 requirement 事項：計測制御系で監視が要求されるパラメータのうち～』のところ、「基本的 requirement 事項：」	
考え方	
誤記であり、御指摘のとおり「基本的 requirement 事項：」を削除します。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) ③制御室 (居住性を除く)	
ご意見の概要	
記述が詳細すぎる	
<主な内容>	
▶ 基本的 requirement 第 2 項の「制御室で原子炉施設外の状況が把握可能な設計であること」については、記述が詳細すぎたり要求が過剰である。	
考え方	
東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の重要な教訓として、中央制御室で津波の襲来が把握されていなかつたことを踏まえて要求を強化するものであり、原案どおりとします。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) 計測制御系 ③制御室等 (居住性を除く)	
ご意見の概要	
急速な手動操作	
<主な内容>	
▶ 制御室で行う「急速な手動操作」とは、要求事項の詳細 C 項にて「原子炉冷却の確保のための操作をいう」としているが、この操作を「手動操作」する意味は現場での操作という意味が明確にすべき。	
▶ 基本的 requirement 第 3 項（「制御室は、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行う設計であること。」）の実施時について、作業員の被ばくを可能な限り低減させる必要があるため、被ばくを避ける設計とすること。	
考え方	
基本的 requirement において「制御室は・・・これを行うことができる設計であること」と規定しており、制御室での操作であることを示しています。	
御指摘のとおり、被ばくの低減は重要であり、制御室外における原子炉停止操作に際してのものを含め、従事者の被ばく低減について、「3. (1) 放射線管理」の「②防護・管理施設」第 2 項に規定しています。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) ③制御室	
ご意見の概要	
制御室外停止機能 <主な内容>	
<p>➤ 「制御室外からの原子炉停止機能」は、何らかの原因で制御室に接近出来ない場合の対策としているが、何らかの原因とは何を想定すべきか明確化が必要である。火災等を考慮した場合、現状でもこれに適合していないプラントは存在する可能性がある。</p>	
考え方	
<p>ここでは、制御室に接近できない原因が何であるかにかかわらず、制御室から適切な距離離れた場所に原子炉停止機能を有する設備を設けることを要求しています。なお、航空機衝突により原子炉周辺で大規模な火災が発生するといった場合については、S A基準において要求する特定安全施設を設置し、格納容器の破損による多量の放射性物質の放出を抑制する対策を整備することにより対応することになります（新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案 「3. (2) 特定安全施設」参照）。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (6) 計測制御系 ④制御室等(居住性に限る)	
ご意見の概要	
制御室居住性における想定事故の明確化 <主な内容>	
<p>➤ 制御室の居住性に対する要求は、現行指針では「設計基準事故」に加え、仮想事故に対しても居住性を確認していた。「設計基準事故」とした場合、L O C A等に対して評価すれば良いと誤解する可能性もあるため、「制御室設計の事故」として区別すべき。</p>	
考え方	
<p>ここでは、設計基準の範囲での制御室の居住性について規定しています。従来の仮想事故等における制御室の居住性は燃料の損傷後の条件における評価であり、今回の基準案においては、相当する要求をS A基準に規定しています（新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案 「2. (16) 制御室」参照）。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (6) 原子炉施設における個別の系統 ⑤緊急時対策所	
ご意見の概要	
緊急時対策所の要求に係る設計基準と SA との関係	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 設計基準における緊急時対策所への基本的 requirement 事項では「設計基準事故において」と記載があるが、一方で「具体的な要件はシビアアクシデントにおける要求事項を参照」としており、矛盾が生じている。設計基準事故時とシビアアクシデント時ではそもそも要求される前提が異なっていると思われる。 ➤ シビアアクシデントに求められる全ての代替設備（恒設、可搬を問わず）も含めて設計条件の中に設置を含めること。 	
考え方	
緊急時対策所は、設計基準事故時、シビアアクシデント時の双方において使用されるものであることから、設計基準においては従来の安全設計審査指針における記載を踏襲し、設置可能であることを求め、緊急時対策所の具体的な要件については SA 基準において規定しています（新基準骨子案（シビアアクシデント対策）骨子案 「2. (17) 緊急時対策所」参照）。	

ご意見の該当箇所	
3. (6) ⑤緊急時対策所	
ご意見の概要	
緊急時対策所の要求	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 緊急時対策所に関して、設計基準事故時においても緊急時対策所が設置可能なこととしているが、ここでいう「緊急時対策所」の意味は“場所”なのか、“機能”なのか不明確であり、整理をして明確に記述すべきである。また、「設置可能なこと」との表現は、事故が発生してから設置するとの意に取られる可能性があり、意図を明確にすること。 	
考え方	
緊急時対策所は、設計基準事故時、シビアアクシデント時の双方において使用されるものであることから、設計基準においては従来の安全設計審査指針における記載を踏襲し、設置可能であることを求め、緊急時対策所の具体的な要件については SA 基準において記載しています（新基準骨子案（シビアアクシデント対策）骨子案 「2. (17) 緊急時対策所」参照）。御指摘の点については、緊急時対策所は SA 基準において要求される要件を満たす場所であることが要求されることから、事故が発生してから設置するのではなく、予め必要な機能を備えた施設を設けることが必要になると考えます。	

ご意見の該当箇所	
3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計（外部電源関係）	
ご意見の概要	
外部電源の信頼性確保	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 2回線以上の送電線により電力系統と接続することを要求するのみならず、原子力発電所までの送電系統（鉄塔、変電所）の地震、津波の影響を受けないように、耐震クラスをクラス1の引き上げや、崖くずれ及び地すべりへの対策が必要。 ➤ 送電鉄塔は耐震基準の対象に含む。 ➤ 外部電源は、重要度分類指針のクラスI、耐震設計上の重要度分類のSクラスを要求するべきである。 ➤ 開閉所、送受電設備は耐震Sクラス化を要求するのか。Bクラス以上程度で良いのではないか。 	
考え方	
<p>設計基準としての規制要求では、外部電源の喪失を仮定しても原子炉の安全性が確保できる設計であることを要求しています。しかしながら、今回の東京電力福島第一原子力発電所事故において、複数の送電線が一つの変電所に接続されていたこと、一つの送電鉄塔に架線されていたことから、地震により同時に失われたことを教訓とし、同様の事態を防止する観点から規制要求を強化しています。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計（外部電源関係）	
ご意見の概要	
外部電源の物理的分離の明確化	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 「物理的分離」とは、同一の支持物に架線されていないことをいう。」に修文すべき。 ➤ 「「物理的に分離」とは、一つの送電鉄塔に架線されていること等によりその鉄塔が倒壊等した際に、同時に送電が停止することができないようになることをいう。」の架線されていること「等」、鉄塔が倒壊「等」に「送電線の接近、交差がふくまれる」と解釈できる。これを踏まえ、実効性のある規制の観点から規制要求の内容を明示して欲しい。電気事業法の「電気設備に関する技術基準を定める省令」の用語の定義では、「電線等を支持する工作物を支持物」としているので「送電鉄塔」は「支持物」に修正すべき。 ➤ 「2 外部電源系は、独立した異なる2以上の変電所」は「2 原子力発電所に接続する外部電源系は、独立した異なる2以上の変電所」と、原子力発電所に係わるものであることを明確にすべき。 ➤ 詳細F項の、物理的分離の一つの送電鉄塔に架線されていること等では、送電線の接近、交差が含まれる。「等」は除くべき。 ➤ 詳細F項は、『「物理的に分離」とは、一つの送電鉄塔に、<u>全ての外部電源線が架線されている</u>ことにより、その鉄塔が倒壊した際に、同時に<u>全ての送電</u>が停止することができないようにすることをいう。』とすべき。 	

考え方

ここでは、たとえ2回線以上の外部電源に接続されていても、1ルートで同じ送電鉄塔等に共架されている場合には、ルート上の送電鉄塔等の何れかひとつに倒壊等が生じた場合においても同時に送電線が停止することになるため、複数の送電ルートとすることを意図しています。御指摘の送電線が接近、交差する場合については、接近、交差する近傍の特定の送電鉄塔等に倒壊等が生じた場合においてのみ、送電線が同時に停止するものであることから、そこまでの送電線の信頼性を要求することは想定していません。その意図するところをより明確にする観点から、「一つの送電鉄塔に架線されていること等によりその鉄塔が倒壊等した際に、同時に送電が停止することがないようにすることをいう」を「同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう」に修正します。

なお、「電気事業法の「電気設備に関する技術基準を定める省令」の用語の定義では、「電線等を支持する工作物を支持物」としている」との御指摘ですが、この場合の支持物には送電鉄塔以外の工作物も含まれる定義になっていると考えられますので、同一の用語とはいたしません。

ご意見の該当箇所

3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計（外部電源関係）

ご意見の概要

所内の送受電設備への要求については、受電施設に限るべき

<主な内容>

- 要求事項の詳細G項の「送受電設備」は、「原子力発電所内の開閉所から原子炉施設の主発電機までの電気設備」とすべき。
- G項の送受電設備は受電設備にすべき。
- 原子炉発電所の外部電源から開閉所までの送電線路は電気事業法の対象。電気事業法施行規則第1条の送電線路の定義から原子力発電所内の送電設備（送電線路）と解釈できる。実効性のある規制の観点から規制要求の内容を明示して欲しい。

考え方

御指摘を踏まえ、「原子力発電所内の開閉所及び送受電設備」を「原子力発電所内の開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備」に修正します。

原子炉発電所の外部電源から開閉所までの送電線路は電気事業法の対象であり、原子炉等規制法の対象設備を規定する実用炉規則において、原子炉等規制法の対象外であることを明確にします。

ご意見の該当箇所

3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計（外部電源関連）

ご意見の概要

タイライン接続を明確にすべき

<主な内容>

- 「H 複数の原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる2回線が喪失しても複数の原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各原子炉施設にタイラインで接続する外部電源系の構成であること。」の後に、「なお、タイラインの接続により原子炉施設間で共用されることとなる電力供

給設備(非常用母線スイッチ、ケーブル等)は、「2.(7)共用に関する設計上の考慮」の要求は適用しない。」を追加すべき。

考え方

外部電源のタイラインについては、信頼性を向上させるもとして奨励されています。

なお、共用の禁止の対象となる「安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち重要度の特に高いもの」は別途明確化しますが、外部電源系はこれに該当しません。

ご意見の該当箇所

3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計 (非常用所内電源関連)

ご意見の概要

非常用所内交流電源の確保

<主な内容>

- 非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備をSクラスとすることを、地震・津波の基準(p3)に明記すること
- 福島事故では外部電源の復旧までに10日かかっていることから考えて、電源確保を求める期間が7日間では短いのではないか。
- 非常用ディーゼル発電機により外部電源をバックアップするとともに、非常用ディーゼル発電機は高い位置に設置し、浸水防止対策として隔壁等の防御策を講じること、燃料タンクの大型化、バックアップが必要。

考え方

非常用ディーゼル発電機は耐震Sクラスに分類される設備であり、ここに規定する7日の間、非常用ディーゼル発電機に燃料を供給するために必要な設備は現行の耐震重要度分類において、Sクラスに該当することになります。

設計基準において一定期間の外部電源喪失への対応策を準備することにより、SA基準において要求されている全交流電源喪失対策としての代替電源に引き継ぐとの考え方としており、一定期間とし7日間を設定することにより十分な時間的余裕が確保されます。また、7日間あれば、外部からの支援により燃料の供給が確保され、非常用ディーゼルを継続して運転することができるとの考え方としています。なお、これを超える想定への対策については、SA基準において要求することになります（新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案「2.（15）電源確保対策」参照）。

ご意見の該当箇所

3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計 (非常用所内電源関連)

ご意見の概要

共用に係る要件

<主な内容>

- 非常用所内電源系について、「2基以上の原子炉施設間での共用に依存しない設計であること」の意味が不明。また、非常用所内電源系として、三つの要件を「設計であること」として受けた記載はおかしい。

考え方

御指摘を踏まえ、「「2基以上の原子炉施設間での共用に依存しない」とは、2基以上の原子炉施設の間で共用することにより、必要な容量の確保が可能となるのではなく、それぞれの非常用所内電源設備で必要な容量が確保されていることをいう。」との要求事項の詳細を追記します。

基本的 requirement 第3項では、「次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な・・・」と規定しており、「次の各号」は「確実に行う」につながっており、「設計であること」は「十分な容量及び機能を有する」を受けています。なお、記載の適正化として、第3項第3号について、「・・・共用に依存しない設計であること」については「・・・共用に依存しないこと」に修正します。

ご意見の該当箇所	
3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計（非常用所内電源関連）	
ご意見の概要	
ディーゼル発電機の容量	
<主な内容>	
▶ 1プラントあたり1基の非常用ディーゼル発電機で7日間の電源確保でよいのでは。2基分では可燃物が増える影響、燃料タンクは静的機器で信頼性が高いなど、1基のみで良いと考える。	
考え方	
ここでは、長期間に及ぶ外部電源喪失に対して非常用所内交流電源設備からの電力供給を継続することを要求しています。外部電源喪失は発電所単位で発生するものであり、複数基立地の場合はその基数分の燃料の準備が必要です。	

ご意見の該当箇所	
3. (7) 電気系統 ①原子炉施設としての電気系統の安全設計	
ご意見の概要	
単一故障に関する要件の導入	
<主な内容>	
▶ 単一故障に関する要件を導入すべき（例 非常用所内電源系は外部電源喪失時に最も厳しい単一故障を想定しても、必要な電力を連続して供給できる設計であること）	
考え方	
御指摘の非常用所内電源系は、重要度の特に高い安全機能を有する系統に該当しますので、信頼性に関する設計上の考慮において、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であることが要求されています。	

ご意見の該当箇所	
3. (7) 電気系統 ②原子力発電工作物に係る基本的 requirement	
ご意見の概要	
電気保安通信設備を既存の省令等に	
<主な内容>	
▶ 要求事項の詳細A項の「電力保安通信設備」は、既存の省令等に名称を合わせて、「電力保安通	

「信用電話設備」と修正すべき。

考え方

ここでは、「電力保安通信電話設備」を含む「電力保安通信設備」の全体を対象としていることから、原案どおりとします。

ご意見の該当箇所

3. (7) 電気系統 ②原子力発電工作物に係る基本的 requirement 事項

ご意見の概要

主発電機の水素漏えい対策

<主な内容>

- 水素が漏えいした場合に、「屋外へ放出できるように考慮した設計であること」を、「屋外へ放出できる設計であること」とすべきではないか。

考え方

御指摘を踏まえ、「屋外へ放出できるように考慮した設計であること」を「屋外へ放出することができる設計であること」に修正します。

ご意見の該当箇所

3. (7) 電気系統 ②原子力発電工作物に係る基本的 requirement 事項

ご意見の概要

主発電機の規定の追加

<主な内容>

- 主発電機の記載は必要ない。設計基準は原子炉の固有の互いに関して規定するものであり、原子炉側に悪影響をもたらさない、内部因子の一部の扱いに過ぎない。

考え方

原子力発電所に係る安全規制を原子炉等規制法に統合する観点から、今回の改正により主発電機を含む電気設備が原子炉等規制法の規制対象となったことから、必要な基準を定めるものです。

ご意見の該当箇所	
3. (8) 全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮	
ご意見の概要	
SBO 対策の電源確保時間	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ シビアアクシデント対策で要求している「所内恒設直流電源設備」は、設計基準上の直流電源設備のことというのであれば、なぜ設計基準で容量を要求しないのか。 ➤ 全交流動力電源喪失の継続時間を「一定時間」と規定しているが、一定時間とは何時間であるか数値を規定すること。3. (7) の非常用所内交流電源設備では7日間と明記している。 	
考え方	
<p>全交流電源喪失は、多重故障であることから設計基準を超える事象と整理しています。したがって、その対策として必要となる直流電源設備の容量については設計基準の要求とせず、S A基準において規定しています（新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案「2. (15) 電源確保対策」参照）。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (8) 全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮	
ご意見の概要	
SBO 対策の考慮	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ この安全基準で、内部及び外部事象を含む設計基準状態の緩和にSBOを考慮することは議論を呼ぶ。もし所内非常用AC電源と電力供給設備がDBA関連状態に対応できるように十分に設計されているのであれば、これは含めるべきではない。上記とは別に、SBO（外部電源喪失と所内AC電源の喪失と定義）は、プラント設計と安全評価で考慮せねばならない。 ➤ SBOは多重故障につき、設計基準ではなく、シビアアクシデント基準で要求すべき。 ➤ 現行の要件にある「非常用所内AC電源のバックアップを非常用所内DC電源に要求する」ことは、ある期間に原子炉の冷却を必要な安全機能として求めること、それに加えてNRAの基準では現在関連するサポート機能を特定していないこと（中央制御室と安全区域の空調といった）、原子炉が開となるプラント停止状態を考慮すると、理解できない。 ➤ 全交流動力電源喪失時に必要な全ての機器を対象とするのではなく、直流電源を必要とする設備を選定し、さらに可搬型や専用電池などの選択も可能とし、総合的な電源確保の機能要求とすべきである。 ➤ 所内AC電源の多様化がより適切である。 ➤ 幾重にもわたる電源確保策は評価する。確実に実施して、SBOを回避すること。 	
考え方	
<p>全交流電源喪失は、多重故障であることから設計基準を超える事象と整理されますが、S A対策として用意される代替電源からの電力供給に確実に切れ目なく引き継ぐ観点から、一定時間の直流電源確保を要求することとしています。直流電源の供給する負荷については、要求事項の詳細B項において「非常用所内直流電源によって供給されるものとして設計されている負荷に対して」と対象を明確にしています。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (9) 放射性廃棄物処理施設	
ご意見の概要	
固体廃棄物貯蔵施設に係る記載ぶり <主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 要求事項の詳細 H の記載（「放射性固体廃棄物貯蔵施設は、将来的に原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵・管理できる能力があること。」）については、「管理できる能力」が不明確であり、D と同様の記載に合わせるべき。具体的には、「放射性固体廃棄物貯蔵施設」とは、将来的に原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮した上で放射性固体廃棄物の貯蔵・管理を行う施設をいう。」 ➤ 要求事項の詳細 H で、「将来的に」と記述すると、期間が不明であるので削除すべき。 	
考え方	
<p>本項は、放射性固体廃棄物貯蔵施設について説明するためのものではありません。その意図を明確にするため、「貯蔵する容量が十分である」とは、将来的に原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵・管理できる能力があることをいう。」に修正します。</p> <p>なお、「将来的に・・・・貯蔵・管理できる能力がある」ことの判断のためには、基本設計段階において計画された設備の利用計画に基づく想定発生量の想定が必要であり、発生量の想定に用いる期間については、利用計画に応じて個別プラント毎に適切な期間が設定されることになると考えます。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (9) 放射性廃棄物処理施設	
ご意見の概要	
放出される放射性物質の低減と A L A R A の記載 <主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 「十分に低減」は ALARA の考え方の下、「合理的に達成できる限り低減」とすべき。 ➤ 要求事項の詳細 B で、線量目標値 $50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を要求しているように読めるが、$50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ は目標値とすべき。 	
考え方	
<p>ALARA の考え方による線量の低減について、発電用原子力原子力設備に関する技術基準を定める省令に「十分」という法令としての用例があり、これを採用しています。</p> <p>$50 \mu\text{Sv}/\text{年}$ を判断基準とすることについては、現行の安全設計審査指針の解説 5.2 に、「気体及び液体の放射性廃棄物の処理施設は、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低く保つ設計であることが必要であり、このためには別に定める「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する」を満足しなければならない。」との記載があり、これまでの審査において判断基準として運用してきた考え方を踏襲するものです。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱系	
ご意見の概要	
制御室外のモニタリング	
<主な内容>	
▶ プール水位、水温は、異常時でもアクセス可能なエリアであれば、制御室でモニタリングしなくてもよいのでは。	
考え方	
ここでは、異常時において燃料取扱場所への立ち入りが制限される場合も考慮して、制御室でモニタリングが可能であることを求めていきます。	

ご意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
乾式貯蔵キャスク	
<主な内容>	
▶ 現行の規定では、乾式貯蔵キャスクにも水位及び水温の測定を求める事となる。要求を明確化するため、水位及び水温の測定要求は対象を貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを除く）と記載すべき。	
考え方	
御指摘を踏まえ、基本的 requirement 第 5 項の「使用済燃料の貯蔵設備の水位及び水温」を「使用済み燃料の貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを用いる場合を除く。）の水位及び水温」に修正します。	

ご意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
重量物の落下についての要求	
<主な内容>	
▶ 「重量物の落下時」とは、具体的に何を想定しているのかを明示して欲しい。	
▶ 燃料プール上には、重量物を吊った天井クレーンを通過できないようにインターロックを設け、また、天井クレーンではワイヤーの二重化等により重量物の落下を防止できる設計としている。このように十分に落下防止の設計がなされている場合は、設計基準として重量物の落下を想定する必要はない。このため、重量物の落下防止対策が設けられている場合を除く規定を入れるべき。	
考え方	
この要求については、IAEA 安全基準 SSR-2/1 6.67 項において、「・・・使用済燃料キャスク、クレーン、およびその他の物体等の重量物が燃料集合体の上に落下して損傷を与えることを防止する」と規定されていることを踏まえたものであり、原案どおりとします。	

意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
取扱いを適正に	
<主な内容>	
➤ 要求事項の詳細 A の「収納時」を「収納後」とすべき。	
考え方	
誤記であり、御指摘を踏まえて「収納時」を「収納後」に修正します。	

意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
D B Aでの扱い	
<主な内容>	
➤ 崩壊熱除去の喪失又は使用済燃料プール水の供給/保有水の喪失へと至る事象を DBA (保守的に单一故障を考えるのか、外部電源喪失と重畳するのか、緩和動作の分類等々) として扱っているのか明確でない。	
考え方	
使用済燃料プールは、その冷却系が失われた場合においても貯蔵されている使用済燃料に損傷が生じるような事態に至るには長時間を要するため、安全重要度はクラス 2 と分類されており、单一故障等を仮定しても機能を失わないことを要求していません。しかしながら、長時間にわたり冷却が失われる事故については、使用済燃料に損傷が生じるおそれがあるため、その対策を S A 基準において要求しています（新安全基準（シビアアクシデント対策）骨子案 「2. (13) 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策」参照）。	

意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
使用済み燃料の貯蔵方法は乾式にすべき	
<主な内容>	
➤ 使用済み燃料保管にはプールではなく乾式貯蔵キャスク方式を進めるべき。電源不要で、より安全。	
➤ 3. (10) 【基本的 requirement】において使用済燃料の貯蔵設備は、2 項を削除して乾式貯蔵キャスクを用いる場合に限るべきです。今回の福島の経験からすると水冷式をやめることでリスクや事故対応リソースを大きく減らすことができるはずです。また、遠距離の大地震や隕石の海への落下による津波が想定される場合などに備えて一時間以内に全部を安全な場所（津波が高い場所、竜巻や火山なら地下など）へ移動できることも要求するべきです。	
考え方	

本基準においては、使用済燃料プール、乾式貯蔵キャスクの双方に対し、必要な安全レベルを達成するための規制要求を規定しています。なお、一般に、乾式貯蔵キャスクは長期間冷却後の使用済燃料を貯蔵する設計となっています。

ご意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
使用済み燃料プールの冷却機能	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none">➤ 使用済み燃料プールの冷却機能喪失に対し、速やかな復旧と最高使用温度を 100 度とすべき。➤ 使用済み燃料プールは二重容器とし、漏えい水を回収してプールに戻す系統を設置すべき。	
考え方	
使用済燃料プールの冷却については、保安規定において、その機能を維持するとともに、水温については 65 °C以下とすることと定められています。	
使用済燃料プールのライナーの外側にはドレンが設けられており、仮に漏えいが発生した場合においても外部に漏出しない設計となっています。	

ご意見の該当箇所	
3. (10) 燃料取扱い系	
ご意見の概要	
使用済燃料プールでの即発臨界事故の可能性	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none">➤ 福島第一発電所 3 号機の爆発は水素爆発に加えて、使用済み燃料プール内での即発臨界事故ではないかという指摘が、A・ガンダーセン博士をはじめとする多くの専門家や識者からなされている。東電並びに規制当局は十分なデータを公開しておらず、その可能性を否定することは出来ない。全ての周辺測定データ、情報を公開すると共に原因究明を実施し、もし、即発臨界の可能性を否定出来ない場合は、その防止策を設計に取り入れること。	
考え方	
使用済燃料貯蔵設備に対しては、「燃料の貯蔵設備及び取扱設備は臨界を防止できる設計であること。」を求めています。なお、これまでの東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故の調査結果からは、使用済燃料プールで即発臨界が起きたことを示す兆候は認められていません。	

ご意見の該当箇所
3. (11) 放射線管理 ②防護・管理施設
ご意見の概要
第1号の記載の見直し <主な内容> ➤ 「十分に低減」はALARAの考え方の下、「合理的に達成できる限り低減」とすべき。
考え方
ALARAの考え方による線量の低減について、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令に「十分」という法令としての用例があり、これを採用しています。

ご意見の該当箇所	
3. (12) その他（ボイラ）	
ご意見の概要	
要求事項について	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 補助ボイラの要求事項は、「破損防止対策を講じる」とすべき。 	
考え方	
<p>補助ボイラそのものが破損しないよう十分な構造強度を有することはもちろんのこと、仮に破損した場合においても、その影響が波及し、原子炉施設の安全性に影響を与えることがないようにすることが必要であることから、「破損防止対策を講じる」だけでは不十分であり、「原子炉施設の安全性に影響を与えない設計であること」と規定しています。</p>	

ご意見の該当箇所	
3. (12) その他（補助ボイラ）	
ご意見の概要	
蒸気の供給を必要とする機器	
<主な内容>	
<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉施設である補助ボイラの損傷自体が原子炉施設の安全性に影響を与えるので、矛盾する。 ➤ 補助蒸気を必要とする安全系の機器とは何かを具体的に記載すべき。 ➤ 内容が具体的ではなく、抽象的内容である。具体的な内容として、該当機器、設備名、数値目標、評価根拠、表として記載すべき。 ➤ 補助ボイラの記載は必要ない。設計基準は原子炉の固有の互いに関して規定するものであり、原子炉側に悪影響をもたらさない、内部因子の一部の扱いに過ぎない。 	
考え方	
<p>原子力発電所に係る安全規制を原子炉等規制法に統合する観点から、今回の改正により補助ボイラを含む電気事業法における規制対象設備が原子炉等規制法の規制対象となったことから、必要な基準を定めるものです。</p>	

4. 安全評価

ご意見の該当箇所	
4. (1) 安全評価	
ご意見の概要	
被ばくリスクの低減に係る具体的な数値 <主な内容> <ul style="list-style-type: none">➤ 基本的 requirement 第 3 項第 5 号「周辺の公衆に対して著しい被ばくリスクを与えないこと」については数値を明記すること。数値の明記がないと、現実妥協的になる恐れがある。福島事故では、緊急事態ということで制限線量を上げたが、そういうことがあってはならない。	
考え方	
安全評価については、安全評価審査指針に基づいて実施することを要求事項の詳細に規定しており、同指針に判断するための数値（5 mSv）が明記されています。	

ご意見の該当箇所	
4. 安全評価	
ご意見の概要	
安全評価指針の扱い <主な内容> <ul style="list-style-type: none">➤ 現行の安全評価審査指針を見直して、新安全基準に組み入れるべき。設計審査指針と同等に重要な安全評価審査指針を委員会規則にしないとすれば片手落ちである。安全評価審査指針の見直し事項としては、<ul style="list-style-type: none">➤ 設計基準事故に全交流動力電源喪失事故を含めるべき➤ 評価すべき重大事故と仮想事故の事象を見直すべき➤ 解析に当たって单一故障の仮定を見直すべき➤ 仮想事故の場合、セシウム 134 とセシウム 139 の放出は全く考慮されていない。➤ 線量評価上、大気中に放出された放射性物質の地表沈着による実効線量が考慮されていない。	
考え方	
本骨子案を基に定める基準は、発電用原子炉施設の位置、構造及び設備の設計の妥当性を判断するためのものです。安全評価指針は、設計の妥当性の評価方法を規定するものであることから、安全評価指針を位置、構造及び設備の基準として定めるのではなく、要求事項の詳細から引用する文書と位置付けることとしています。 安全評価指針を見直すべき事項については、今回の東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえて、新たに規制の対象とすべきものであることは御指摘のとおりであり、SA 基準の対象として規定しています。	

ご意見の該当箇所	
4 (1) 安全評価	ご意見の概要
記載の適正化	
<主な内容>	
<p>➤ 安全評価で確認すべきは安全設計の妥当性であるので、基本的 requirement 事項 1 項については「1 原子炉施設の安全設計の基本方針が 1. ~ 3. に定める要件に適合していることを妥当性を確認するため~」と修正すべき。</p>	
考え方	
御指摘を踏まえ、「基本方針が 1. ~ 3. に定める要件に適合していることを確認するため」を「基本方針の妥当性を確認するため」に修正します。	

ご意見の該当箇所	
4. (1) 安全評価	ご意見の概要
誤記	
<主な内容>	
<p>➤ 基本的 requirement 事項 2 の「熱流速比」は「熱流束比」の誤記。</p>	
考え方	
誤記であり、御指摘を踏まえ「熱流速比」を「熱流束比」に修正します。	

ご意見の該当箇所	
4 (1) 安全評価	ご意見の概要
決定論的保守的アプローチに言及すべき	
<主な内容>	
<p>➤ 高い信頼性を持って全ての許容/安全基準に合致していることを正当化する目的で、異常運転事象や DBA の解析に通常必要とされる決定論的保守的アプローチに言及すべきである。主たる関係する解析ルールを記載すべきである。例えば、最も厳しい初期条件や境界条件の使用、(格納容器内の劣化環境条件や設計地震に対して等々) 信頼性の高い系統だけにクレジットをとる、最も厳しい单一故障の適用、不利になるのであれば外部電源喪失の重畠等々。</p>	
考え方	
安全評価の方法については、要求事項の詳細に記載しているとおり安全評価指針に基づいて実施することを要求しています。御指摘の決定論的保守的アプローチについては、設計基準に対する評価の方法として安全評価指針に記載されています。	