

制定 平成25年6月19日 原規技発第1306194号 原子力規制委員会決定

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」について次のように定める。

平成25年6月19日

原子力規制委員会

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」の制定について

原子力規制委員会は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈」を別添のとおり定める。

なお、規制等業務の当面の実施手順に関する方針（原規総発第120919097号）2.（2）の規定に基づき旧原子力安全・保安院より継承されている「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」（平成17・12・15 原院第5号）及び「「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）に照らした「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」第5条への適合性に関する審査要領（内規）」（平成20・04・21 原院第3号）は、以後用いない。

附 則

この規程は、平成25年7月8日より施行する。

# 目次

別添

条	見出し
第一章 総則	
第1条	適用範囲
第2条	定義
第3条	特殊な設計による発電用原子炉施設
第二章 設計基準対象施設	
第4条	設計基準対象施設の地盤
第5条	地震による損傷の防止
第6条	津波による損傷の防止
第7条	外部からの衝撃による損傷の防止
第8条	立ち入りの防止
第9条	発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止
第10条	急傾斜地の崩壊の防止
第11条	火災による損傷の防止
第12条	発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止
第13条	安全避難通路等
第14条	安全設備
第15条	設計基準対象施設の機能
第16条	全交流動力電源喪失対策設備
第17条	材料及び構造
第18条	使用中の亀裂等による破壊の防止
第19条	流体振動等による損傷防止
第20条	安全弁等
第21条	耐圧試験等
第22条	監視試験片

条	見出し
第23条	炉心等
第24条	熱遮蔽材
第25条	一次冷却材
第26条	燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備
第27条	原子炉冷却材圧力バウンダリ
第28条	原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等
第29条	一次冷却材処理装置
第30条	逆止め弁
第31条	蒸気タービン
第32条	非常用炉心冷却設備
第33条	循環設備等
第34条	計測装置
第35条	安全保護装置
第36条	反応度制御系統及び原子炉停止系統
第37条	制御材駆動装置
第38条	原子炉制御室等
第39条	廃棄物処理設備等
第40条	廃棄物貯蔵設備等
第41条	放射性物質による汚染の防止
第42条	生体遮蔽等
第43条	換気設備
第44条	原子炉格納施設
第45条	保安電源設備
第46条	緊急時対策所

条	見出し
第47条	警報装置等
第48条	準用
第三章 重大事故等対処施設	
第49条	重大事故等対処施設の地盤
第50条	地震による損傷の防止
第51条	津波による損傷の防止
第52条	火災による損傷の防止
第53条	特定重大事故等対処施設
第54条	重大事故等対処設備
第55条	材料及び構造
第56条	使用中の亀裂等による破壊の防止
第57条	安全弁等
第58条	耐圧試験等
第59条	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備
第60条	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
第61条	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備
第62条	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備
第63条	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備
第64条	原子炉格納容器内の冷却等のための設備
第65条	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備
第66条	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備
第67条	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備
第68条	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備
第69条	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備

条	見出し
第70条	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備
第71条	重大事故等の収束に必要となる水の供給設備
第72条	電源設備
第73条	計装設備
第74条	原子炉制御室
第75条	監視測定設備
第76条	緊急時対策所
第77条	通信連絡を行うために必要な設備
第78条	準用
第四章 雑則	

条	見出し

条	見出し

技術基準規則に定める技術的要件を満足する技術的内容は、本解釈に限定されるものではなく、技術基準規則に照らして十分な保安水準の確保が達成できる技術的根拠があれば、技術基準規則に適合するものと判断する。

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>第一章 総則</p> <p>(適用範囲)</p> <p>第一条 この規則は、実用発電用原子炉及びその附属施設について適用する。</p>	<p>第1章 総則</p> <p>第1条 (適用範囲)</p> <p>1 第1条は、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（平成25年原子力規制委員会規則第6号。以下「技術基準規則」という。）の適用範囲を定めたもので、「実用発電用原子炉及びその附属施設」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）別表第二に掲げられている事項を含むものであって、次の施設を含む。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉本体</li> <li>(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</li> <li>(3) 原子炉冷却系統施設</li> <li>(4) 計測制御系統施設</li> <li>(5) 放射性廃棄物の廃棄施設</li> <li>(6) 放射線管理施設</li> <li>(7) 原子炉格納施設</li> <li>(8) その他発電用原子炉の附属施設 <ul style="list-style-type: none"> <li>① 非常用電源設備</li> <li>② 常用電源設備</li> <li>③ 補助ボイラー</li> <li>④ 火災防護設備</li> </ul> </li> </ul>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>⑤ 浸水防護施設</p> <p>⑥ 補機駆動用燃料設備（非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。）</p> <p>⑦ 非常用取水設備</p> <p>⑧ 敷地内土木構造物</p> <p>⑨ 緊急時対策所</p> <p>2 技術基準規則の発電用原子炉に対する許認可上の位置付けは、設置（変更）許可申請に対する安全審査で確認された事項を、工事計画等の後段規制において具体的に確認するための基準である。</p> <p>3 技術基準規則は、各条文において別途適用除外が規定されている場合を除き、発電用原子炉が設計建設時（改造時を含む。）に満足すべき基準であるとともに、供用を開始した後においても維持すべき基準である。</p> <p>この場合において、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号。以下「原子炉等規制法」という。）第43条の3の9に基づく工事の計画の認可又は同法第43条の3の10に基づく工事の計画の届出を行った場合にあっては、当該認可又は届出に当たって申請された仕様又は規格（経年劣化を想定した必要仕様を含む。）を維持することが求められる。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(定義)</p> <p>第二条 この規則において使用する用語は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「法」という。）において使用する用語の例による。</p> <p>2 この規則において、次に掲げる用語の意義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>一 「放射線」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和五十三年通商産業省令第七十七号。以下「実用炉規則」という。）第二条第二項第一号に規定する放射線をいう。</p> <p>二 「通常運転」とは、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（平成二十五年原子力規制委員会規則第五号。以下「設置許可基準規則」という。）第二条第二項第二号に規定する通常運転をいう。</p> <p>三 「運転時の異常な過渡変化」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三号に規定する運転時の異常な過渡変化をいう。</p> <p>四 「設計基準事故」とは、設置許可基準規則第二条第二項第四号に規定する設計基準事故をいう。</p> <p>五 「設計基準対象施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第七号に規定する設計基準対象施設をいう。</p> <p>六 「工学的安全施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十号に規定する工学的安全施設をいう。</p> <p>七 「重大事故等対処施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項</p>	<p>第2条（定義）</p> <p>1 本規程において使用する用語は、原子炉等規制法及び技術基準規則において使用する用語の例による。</p> <p>2 第2項第6号に規定する「工学的安全施設」とは、日本電気協会「原子力発電所工学的安全施設及びその関連施設の範囲を定める規程」（JEAC4605-2004）に規定する「工学的安全施設及びその関連</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>第十一号に規定する重大事故等対処施設をいう。</p> <p>八 「特定重大事故等対処施設」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十二号に規定する特定重大事故等対処施設をいう。</p> <p>九 「安全設備」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害を及ぼすおそれを直接又は間接に生じさせる設備であって次に掲げるものをいう。</p> <p>イ 一次冷却系統に係る設備及びその附属設備</p> <p>ロ 反応度制御系統（設置許可基準規則第二条第二項第二十七号に規定する反応度制御系統をいう。以下同じ。）に係る設備及びそれらの附属設備</p> <p>ハ 安全保護装置（運転時の異常な過渡変化が発生する場合、地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合及び一次冷却材喪失その他の設計基準事故時に原子炉停止系統を自動的に作動させ、かつ、発電用原子炉内の燃料体の破損又は発電用原子炉の炉心（以下単に「炉心」という。）の損傷による多量の放射性物質の放出のおそれがある場合に、工学的安全施設を自動的に作動させる装置をいう。以下同じ。）、非常用炉心冷却設備（原子炉圧力容器内において発生した熱を通常運転時において除去する発電用原子炉施設が設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間にその機能を失った場合に原子炉圧力容器内において発生した熱を除去する設備をいう。以</p>	<p>施設」をいう。（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）」）</p> <p>3 第2項第9号に規定する「安全設備」のイ、ハ、ニ及びホとは次の設備をいう。</p> <p>イ 容器、配管、ポンプ等であって原子炉冷却材圧力バウンダリに属する設備</p> <p>ハ 安全保護装置、非常用炉心冷却設備及び次の施設</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・工学的安全施設（非常用炉心冷却設備、原子炉格納容器及びその隔離弁を除く）</li> <li>・原子炉隔離時冷却系（BWR）</li> <li>・残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）</li> <li>・余熱除去系（PWR）</li> <li>・逃がし安全弁（安全弁としての開機能）（BWR）</li> <li>・加圧器安全弁（開機能）（PWR）</li> <li>・原子炉制御室非常用換気空調系</li> <li>・格納容器エリアモニタ（設計基準事故時）（PWR）</li> <li>・格納容器雰囲気放射線モニタ（設計基準事故時）（BWR）</li> </ul> <p>ニ 原子炉建屋（BWR）、アニュラス（PWR）を含む</p> <p>ホ イ（一次冷却材ポンプを除く）、ロ（制御棒駆動装置を除く）、ハ及びニに規定する設備に対してその機能を確保するために電力を供給するもの</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>下同じ。) その他非常時に発電用原子炉の安全性を確保するために必要な設備及びそれらの附属設備</p> <p>ニ 原子炉格納容器及びその隔離弁</p> <p>ホ 非常用電源設備及びその附属設備</p> <p>十 「設計基準事故対処設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十三号に規定する設計基準事故対処設備をいう。</p> <p>十一 「重大事故等対処設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十四号に規定する重大事故等対処設備をいう。</p> <p>十二 「重大事故防止設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十五号に規定する重大事故防止設備をいう。</p> <p>十三 「重大事故緩和設備」とは、設置許可基準規則第二条第二項第十六号に規定する重大事故緩和設備をいう。</p> <p>十四 「管理区域」とは、実用炉規則第二条第二項第四号に規定する管理区域をいう。</p> <p>十五 「周辺監視区域」とは、実用炉規則第二条第二項第六号に規定する周辺監視区域をいう。</p> <p>十六 「燃料材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十二号に規定する燃料材をいう。</p> <p>十七 「燃料被覆材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十三号に規定する燃料被覆材をいう。</p> <p>十八 「燃料要素」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十四号に規定する燃料要素をいう。</p>	



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>十九 「燃料要素の許容損傷限界」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十五号に規定する燃料要素の許容損傷限界をいう。</p> <p>二十 「反応度価値」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十八号に規定する反応度価値をいう。</p> <p>二十一 「制御棒の最大反応度価値」とは、設置許可基準規則第二条第二項第二十九号に規定する制御棒の最大反応度価値をいう。</p> <p>二十二 「反応度添加率」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十号に規定する反応度添加率をいう。</p> <p>二十三 「一次冷却材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十一号に規定する一次冷却材をいう。</p> <p>二十四 「二次冷却材」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十二号に規定する二次冷却材をいう。</p> <p>二十五 「一次冷却系統」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十三号に規定する一次冷却系統をいう。</p> <p>二十六 「最終ヒートシンク」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十四号に規定する最終ヒートシンクをいう。</p> <p>二十七 「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十五号に規定する原子炉冷却材圧力バウンダリをいう。</p> <p>二十八 「原子炉格納容器」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十六号に規定する原子炉格納容器をいう。</p> <p>二十九 「コンクリート製原子炉格納容器」とは、原子炉格納容器</p>	<p>4 第2項第19号に規定する「燃料要素の許容損傷限界」に関する判断基準は、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」の「4. 1 運転時の異常な過渡変化」によること。</p> <p>5 第2項第27号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ」とは、原子炉の通常運転時に原子炉冷却材（PWR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、異常状態において圧力障壁を形成するもので、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。原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲は次のとおりとする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>であって、鋼板で内張りされたコンクリート部を有するものをいう。</p> <p>三十 「コンクリート部」とは、コンクリート製原子炉格納容器のうち鉄筋コンクリート構造又はプレストレストコンクリート構造の部分をいう。</p> <p>三十一 「鋼製内張り部等」とは、コンクリート製原子炉格納容器内の機械又は器具から放出される放射性物質の漏えいを防止するためにコンクリート部に内張りされている鋼板（以下「ライナプレート」という。）、胴と底部のライナプレートを接続する鋼板（以下「ナックル」という。）、貫通部スリーブ及びコンクリート部への定着金具をいう。</p> <p>三十二 「クラス1容器」、「クラス1管」、「クラス1ポンプ」又は「クラス1弁」とは、それぞれ原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p> <p>三十三 「クラス2容器」、「クラス2管」、「クラス2ポンプ」又は「クラス2弁」とは、それぞれ次に掲げる機器（設計基準対象施設に属するものに限る。）に該当する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p> <p>イ 設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉を安全に停止するため又は発電用原子炉施設の安全を確保するために必要な設備であって、その損壊又は故障その他の異常により公衆に放射線障害</p>	<p>(a) 原子炉圧力容器及びその附属物（本体に直接付けられるもの、制御棒駆動機構ハウジング等）</p> <p>(b) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管。ただし、PWRにおいては一次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、一次冷却系配管、弁等をいい、また、BWRにおいては、主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>(c) 接続配管</p> <p>i) 通常時開、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>ii) 通常時又は事故時に開となるおそれがある通常時閉、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>iii) 通常時閉、事故時閉となる弁を有するもののうち、ii) 以外のものは、原子炉側からみて、第1隔離弁を含むまでの範囲とする。</p> <p>iv) 通常時閉、原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も i) に準ずる。</p> <p>v) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>を及ぼすおそれを間接に生じさせるものに属する機器（放射線管理施設又は原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクトにあっては、原子炉格納容器の貫通部から外側隔離弁までの部分に限る。）</p> <p>ロ 蒸気タービンを駆動させることを主たる目的とする流体（蒸気及び給水をいう。）が循環する回路に係る設備に属する機器であって、クラス1機器（クラス1容器、クラス1管、クラス1ポンプ又はクラス1弁をいう。以下同じ。）の下流側に位置する蒸気系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの及びクラス1機器の上流側に位置する給水系統のうちクラス1機器からこれに最も近い止め弁までのもの</p> <p>ハ イ及びロに掲げる機器以外の機器であって、原子炉格納容器の貫通部から内側隔離弁又は外側隔離弁までのもの</p> <p>三十四 「クラス3容器」又は「クラス3管」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器（クラス2容器、クラス2管、クラス2ポンプ又はクラス2弁をいう。以下同じ。）、原子炉格納容器及び放射線管理施設若しくは原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクト以外の設計基準対象施設に属する容器又は管（内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル（流体が液体の場合にあっては、三十七キロベクレル毎立方センチメートル）以上の管又は最高使用圧力が零メガパスカルを超える管に限る。）をいう。</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>三十五 「クラス4管」とは、放射線管理施設又は原子炉格納施設（非常用ガス処理設備に限る。）に属するダクトであって、内包する流体の放射性物質の濃度が三十七ミリベクレル毎立方センチメートル以上のもの（クラス2管に属する部分を除く。）をいう。</p> <p>三十六 「クラス1支持構造物」、「クラス2支持構造物」又は「原子炉格納容器支持構造物」とは、それぞれクラス1機器、クラス2機器又は原子炉格納容器を支持する構造物をいう。</p> <p>三十七 「重大事故等クラス1容器」、「重大事故等クラス1管」、「重大事故等クラス1ポンプ」又は「重大事故等クラス1弁」とは、それぞれ重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ又は弁（特定重大事故等対処施設に属するものに限る。）をいう。</p> <p>三十八 「重大事故等クラス2容器」、「重大事故等クラス2管」、「重大事故等クラス2ポンプ」又は「重大事故等クラス2弁」とは、それぞれ重大事故等対処設備のうち常設のもの（重大事故等対処設備のうち可搬型のもの（以下「可搬型重大事故等対処設備」という。）と接続するものにあつては、当該可搬型重大事故等対処設備と接続するために必要な発電用原子炉施設内の常設の配管、弁、ケーブルその他の機器を含む。以下「常設重大事故等対処設備」という。）に属する容器、管、ポンプ又は弁（特定重大事故等対処施設に属するものを除く。）をいう。</p> <p>三十九 「重大事故等クラス3容器」、「重大事故等クラス3管」、</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>「重大事故等クラス3ポンプ」又は「重大事故等クラス3弁」とは、それぞれ可搬型重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ又は弁をいう。</p> <p>四十 「重大事故等クラス1支持構造物」とは、重大事故等クラス1機器（重大事故等クラス1容器、重大事故等クラス1管、重大事故等クラス1ポンプ又は重大事故等クラス1弁をいう。以下同じ。）を支持する構造物をいう。</p> <p>四十一 「重大事故等クラス2支持構造物」とは、重大事故等クラス2機器（重大事故等クラス2容器、重大事故等クラス2管、重大事故等クラス2ポンプ又は重大事故等クラス2弁をいう。以下同じ。）を支持する構造物をいう。</p> <p>四十二 「最高使用圧力」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十八号に規定する最高使用圧力をいう。</p> <p>四十三 「最高使用温度」とは、設置許可基準規則第二条第二項第三十九号に規定する最高使用温度をいう。</p> <p>四十四 「最低使用温度」とは、対象とする機器、支持構造物又は炉心支持構造物がその主たる機能を果たすべき運転状態又は試験状態において生ずる最低の温度以下の温度であって、設計上定めるものをいう。</p> <p>四十五 「運転状態Ⅰ」とは、発電用原子炉施設の通常運転時の状態をいう。</p> <p>四十六 「運転状態Ⅱ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に</p>	<p>6 第2項第44号に規定する「その主たる機能を果たすべき運転状態」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む。）」（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格2005(2007)」という。）GNR-2110及び同解説に規定される「供用状態」をいう。</p> <p>（「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2007年追補版）並びに【事例規格】「設計・建設規格2005年版「管の</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>至るまでの間に想定される環境条件において、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅲ、運転状態Ⅳ及び試験状態以外の状態をいう。</p> <p>四十七 「運転状態Ⅲ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の故障、誤作動その他の異常により発電用原子炉の運転の停止が緊急に必要とされる状態をいう。</p> <p>四十八 「運転状態Ⅳ」とは、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される環境条件において、発電用原子炉施設の安全設計上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>四十九 「機械的荷重」とは、自重、管又は支持構造物からの反力その他附加荷重のうち地震荷重を除くものであって、設計上定めるものをいう。</p> <p>五十 「荷重状態Ⅰ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰ（積雪時及び暴風時を除く。）において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>五十一 「荷重状態Ⅱ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が次に掲げるいずれかの状態において想定される荷重を受ける状態をいう。</p> <p>イ 逃がし安全弁作動時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）</p> <p>ロ 原子炉格納容器耐圧試験時の状態（積雪時及び暴風時を除く。）</p> <p>ハ 運転状態Ⅰにおける積雪時の状態（暴風時を除く。）</p>	<p>設計」(管継手、フランジ)の JIS 規格年度の読替規定 (NC-CC-003)」及び【事例規格】「設計・建設規格 2005 年版付録材料図表 JIS 規格年度の読替規定 (NC-CC-004)」に関する技術評価書」(平成 20 年 10 月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ)) (以下「設計・建設規格 2007 技術評価書」という。)</p> <p>7 第 2 項第 4 4 号に規定する「炉心支持構造物」とは、原子炉圧力容器の内部において燃料集合体を直接に支持するか又は拘束する部材をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>五十二 「荷重状態Ⅲ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅰにおける暴風時の状態又は運転状態Ⅳにおける荷重状態Ⅳ以外の状態をいう。</p> <p>五十三 「荷重状態Ⅳ」とは、コンクリート製原子炉格納容器が運転状態Ⅳ（積雪時又は暴風時を含む。）において原子炉格納容器の安全上想定される異常な事態が生じている状態をいう。</p> <p>五十四 「試験状態」とは、耐圧試験により発電用原子炉施設に最高使用圧力を超える圧力が加えられている状態をいう。</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(特殊な設計による発電用原子炉施設)</p> <p>第三条 特別の理由により原子力規制委員会の認可を受けた場合は、この規則の規定によらないで発電用原子炉施設を施設することができる。</p> <p>2 前項の認可を受けようとする者は、その理由及び施設方法を記載した申請書に關係図面を添付して申請しなければならない。</p>	<p>第3条 (特殊な設計による発電用原子炉施設)</p> <p>1 技術基準規則の規定によらない場合又は本解釈に照らして同等性の判断が困難な場合については、第3条によること。</p> <p>2 第2項の規定により申請する場合の申請書の様式及び添付図面は、様式1のとおりである。</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>第二章 設計基準対象施設</p> <p>(設計基準対象施設の地盤)</p> <p>第四条 設計基準対象施設は、設置許可基準規則第三条第一項の地震力が作用した場合においても当該設計基準対象施設を十分に支持することができる地盤に施設しなければならない。</p>	<p>第3章 設計基準対象施設</p> <p>第4条 (設計基準対象施設の地盤)</p> <p>1 第4条の規定は、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(平成25年原子力規制委員会規則第5号。以下「設置許可基準規則」という。)第3条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設について、自重や運転時の荷重等に加え、設置許可基準規則第3条第1項の地震力(耐震重要度分類(実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈(原規技発第1306193号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))の第4条の解釈中2に規定する耐震重要度分類をいう。以下同じ。)の各クラスに応じて設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力(設置許可基準規則第3条第1項に規定する耐震重要施設にあっては、基準地震動による地震力(設置許可基準規則第4条第3項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。)を含む。)をいう。)が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有することをいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第五条 設計基準対象施設は、これに作用する地震力（設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力をいう。）による損壊により公衆に放射線障害を及ぼさないように施設しなければならない。</p> <p>2 耐震重要施設（設置許可基準規則第三条第一項に規定する耐震重要施設をいう。以下同じ。）は、基準地震動による地震力（設置許可基準規則第四条第三項に規定する基準地震動による地震力をいう。以下同じ。）に対してその安全性が損なわれるおそれがないように施設しなければならない。</p> <p>3 耐震重要施設が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第5条（地震による損傷の防止）</p> <p>1 第1項の規定は、設置許可基準規則第4条第1項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設計基準対象施設が、設置許可基準規則第4条第2項の地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>2 第2項の規定は、設置許可基準規則第4条第3項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、耐震重要施設が、設置許可基準規則第4条第3項の基準地震動による地震力に対し、施設の機能を維持していること又は構造強度を確保していることをいう。</p> <p>3 第3項の規定は、設置許可基準規則第4条第4項の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、設置許可基準規則第4条第3項の地震により斜面の崩壊が生じるおそれがある場合には、耐震重要施設の安全性を損なわないよう、敷地内土木工作物による斜面の保持等の措置を講じること及びその機能を維持していることをいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第六条 設計基準対象施設が基準津波（設置許可基準規則第五条に規定する基準津波をいう。以下同じ。）によりその安全性が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第6条（津波による損傷の防止）</p> <p>1 第6条の規定は、設置許可基準規則第5条の規定に基づき設置許可で確認した設計方針に基づき、基準津波（設置許可基準規則第5条に規定する基準津波をいう。以下同じ。）により設計基準対象施設の安全性を損なわないよう、津波防護施設、浸水防止設備及び津波監視設備の設置等の措置を講じていること並びにそれらの機能を維持していることをいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>第七条 設計基準対象施設が想定される自然現象(地震及び津波を除く。)によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置、基礎地盤の改良その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>2 周辺監視区域に隣接する地域に事業所、鉄道、道路その他の外部からの衝撃が発生するおそれがある要因がある場合には、事業所における火災又は爆発事故、危険物を搭載した車両、船舶又は航空機の事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)により発電用原子炉施設の安全性が損なわれないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>3 航空機の墜落により発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第7条 (外部からの衝撃による損傷の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「想定される自然現象」には、台風、竜巻、降水、積雪、凍結、落雷、火山事象、生物学的事象、森林火災等を含む。</p> <p>2 第1項に規定する「適切な措置を講じなければならない」とは、供用中における運転管理等の運用上の措置を含む。</p> <p>3 第2項に規定する「事故その他の敷地及び敷地周辺の状況から想定される事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)」には、ダムの崩壊、船舶の衝突、電磁的障害等の敷地及び敷地周辺の状況から生じうる事故を含む。</p> <p>4 第2項に規定する「適切な措置を講じなければならない」には、対象とする発生源から一定の距離を置くことを含む。</p> <p>5 第3項の航空機の墜落については、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準について」(平成21・06・25原院第1号。平成21年6月30日原子力安全・保安院制定)に基づいて確認すること。この場合において、設置許可申請時の航路に変更がないことにより確認すること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(立ち入りの防止)</p> <p>第八条 工場等には、人がみだりに管理区域内に立ち入らないように壁、柵、塀その他の人の侵入を防止するための設備を設け、かつ、管理区域である旨を表示しなければならない。</p> <p>2 保全区域(実用炉規則第二条第二項第五号に規定する保全区域をいう。以下この項において同じ。)と管理区域以外の場所との境界には、他の場所と区別するため、柵、塀その他の保全区域を明らかにするための設備を設けるか、又は保全区域である旨を表示しなければならない。</p> <p>3 工場等には、業務上立ち入る者以外の者がみだりに周辺監視区域内に立ち入ることを制限するため、柵、塀その他の人の侵入を防止するための設備を設けるか、又は周辺監視区域である旨を表示しなければならない。ただし、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合は、この限りでない。</p>	<p>第8条(立ち入りの防止)</p> <p>1 第1項及び第3項に規定する「みだりに」とは、不注意又は知らずに容易に立ち入ることをいう。</p> <p>2 「工場等」とは、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第7条第1項第2号に規定する「工場又は事業所」のことをいう。</p> <p>3 第3項に規定する「当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合」とは、河川、沼、湖、海、断崖等で当該区域の境界が設定されているような場合であって、当該区域に人が立ち入るおそれがないことが明らかな場合をいう。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>第九条 工場等には、発電用原子炉施設への人の不法な侵入、発電用原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アクセス行為(不正アクセス行為の禁止等に関する法律(平成十一年法律第二百二十八号)第二条第四項に規定する不正アクセス行為をいう。以下第三十五条第五号において同じ。)を防止するため、適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第9条(発電用原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)</p> <p>1 第9条に規定する「適切な措置」には、工場等内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物などによる工場等外からの爆破物又は有害物質の持ち込み及びサイバーテロへの対策としての柵等の障壁による区画、出入口の常時管理設備の施設等が含まれる。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(急傾斜地の崩壊の防止)</p> <p>第十条 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律(昭和四十四年法律第五十七号)第三条第一項の規定により指定された急傾斜地崩壊危険区域内に施設する設備は、当該区域内の急傾斜地(同法第二条第一項に規定するものをいう。)の崩壊を助長し、又は誘発することがないように施設しなければならない。</p>	<p>第10条 (急傾斜地の崩壊の防止)</p> <p>1 急傾斜地の崩壊による災害の防止に関する法律(昭和44年法律第57号)に基づき急傾斜地崩壊危険区域として指定された地域に設備を施設する場合には、急傾斜地崩壊防止工事の技術基準(同法施行令第3条)によること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第十一条 設計基準対象施設が火災によりその安全性が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 安全施設（設置許可基準規則第二条第二項第八号に規定する安全施設をいう。以下同じ。）には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</p> <p>（１） 安全施設に使用する材料が、不燃性材料又は難燃性材料と同等以上の性能を有するもの（以下「代替材料」という。）である場合</p> <p>（２） 安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p> <p>ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性が</p>	<p>第11条（火災による損傷の防止）</p> <p>1 第11条に規定する措置とは、別途定める「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」（原規技発第1306195号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定））によること。</p> <p>2 第1号ロ（2）に規定する「安全施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、安全施設における火災に起因して他の安全施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合」とは、ポンプ、弁等の駆動部の潤滑油、機器躯体内部に設置される電気配線、不燃材料の表面に塗布されるコーティング剤等、当該材料が発火した場合においても、他の構築物、系統又は機器において火災を生じ</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ある設備にあっては、水素の燃焼が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう施設すること。</p> <p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p> <p>二 火災の感知及び消火のため、次に掲げるところにより、早期に火災発生を感知する設備（以下「火災感知設備」という。）及び早期に消火を行う設備（以下「消火設備」という。）を施設すること。</p> <p>イ 火災と同時に発生すると想定される自然現象により、その機能が損なわれることがないこと。</p>	<p>させるおそれが小さい場合をいう。</p> <p>3 第1号ホの規定については、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準」のほか、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・「放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合」とは、水の放射線分解によって発電用原子炉で発生する水素が滞留、蓄積される可能性のある配管等の損傷により、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがあることをいう。この場合において、水素燃焼によっても破断可能性が極めて小さい配管内容積（1～30リットル程度）を有し、破断対策として元弁を閉じて破断部を隔離できる配管（計装系配管等）にあっては、発電用原子炉の安全性を損なうおそれがないものとみなすことができる。</li> <li>・「水素の蓄積を防止する措置」とは、「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」（平成17年10月社団法人火力原子力発電技術協会）の本文のみならず、具体的な評価手法等を規定した解説によること。 （「社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス（水素・酸素）蓄積防止に関するガイドライン」に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ロ 消火設備にあつては、その損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合においても発電用原子炉施設の安全性が損なわれることがないこと。</p> <p>三 火災の影響を軽減するため、耐火性能を有する壁の設置その他の延焼を防止するための措置その他の発電用原子炉施設の火災により発電用原子炉を停止する機能が損なわれることがないようにするための措置を講ずること。</p>	<p>基盤機構取りまとめ)</p> <p>4 第2号ロの規定について、消火設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きた場合のほか、火災感知設備の損壊、誤作動又は誤操作が起きたことにより消火設備が作動した場合においても、発電用原子炉施設の安全性を損なわないものであること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)</p> <p>第十二条 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内における溢水の発生によりその安全性を損なうおそれがある場合は、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p> <p>2 設計基準対象施設が発電用原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損により当該容器又は配管から放射性物質を含む液体があふれ出るおそれがある場合は、当該液体が管理区域外へ漏えいすることを防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>	<p>第12条 (発電用原子炉施設内における溢水等による損傷の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設内における溢水の発生」とは、発電用原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損(地震起因を含む)、消火系統等の作動、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「防護措置その他の適切な措置」とは、発電用原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、運転状態にある場合は原子炉を高温停止及び、引き続き低温停止することができ、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できる措置をすること、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できる措置をいう。さらに、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットにおいては、プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持できる措置をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(安全避難通路等)</p> <p>第十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。</p> <p>一 その位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安全避難通路</p> <p>二 照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照明</p> <p>三 設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源</p>	<p>第13条（安全避難通路等）</p> <p>1 第3号に規定する「設計基準事故が発生した場合に用いる照明（前号の避難用の照明を除く。）及びその専用の電源」は、昼夜、場所を問わず、発電用原子炉施設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となる照明及び電源を施設すること。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明（可搬型）の準備に時間的余裕がある場合には、仮設照明による対応を考慮してもよい。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(安全設備)</p> <p>第十四条 第二条第二項第九号ハ及びホに掲げる安全設備は、当該安全設備を構成する機械又は器具の単一故障（設置許可基準規則第十二条第二項に規定する単一故障をいう。以下同じ。）が発生した場合であって、外部電源が利用できない場合においても機能できるように、構成する機械又は器具の機能、構造及び動作原理を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保するよう、施設しなければならない。</p> <p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。</p>	<p>第14条（安全設備）</p> <p>1 第1項に規定する「単一故障」は、短期間では動的機器の単一故障を、長期間では動的機器の単一故障又は静的機器の想定される単一故障のいずれかをいう。ここで、短期間と長期間の境界は24時間を基本とし、例えば、PWRの非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切り替え等のように、運転モードの切り替えを行う場合は、その時点を短期間と長期間の境界とする。</p> <p>2 第2項の規定は、安全設備のほか、「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（平成2年8月30日原子力安全委員会）」において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器についても適用するものとする。</p> <p>3 第2項に規定する「想定される全ての環境条件」とは、通常運転時、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、所定の機能を期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられる全ての環境条件のことで、格納容器内の安全設備であれば通常運転からLOCA（冷却材喪失事故）時までの状態において考えられる圧力、温度、放射線、湿度をいう。また、「環境条件」には、冷却材の性状（冷却材中の破損物等の異物を含む）が含まれる。なお、配管内円柱状構造物が流体振動により破損物とし</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>て冷却材に流入することの評価に当たっては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針 (JSME S012)」を適用すること。</p> <p>4 第2項について、安全設備のうち供用期間中において中性子照射脆化の影響を受ける原子炉圧力容器にあつては、「日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)の適用に当たって(別記-1)」に掲げる、破壊じん性の要求を満足すること。</p> <p>(「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書」(平成21年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(設計基準対象施設の機能)</p> <p>第十五条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉の反応度を安全かつ安定的に制御でき、かつ、運転時の異常な過渡変化時においても発電用原子炉固有の出力抑制特性を有するとともに、発電用原子炉の反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>2 設計基準対象施設は、その健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない。</p> <p>3 設計基準対象施設は、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁その他の機械又は器具から放射性物質を含む流体が著しく漏え</p>	<p>第15条（設計基準対象施設の機能）</p> <p>1 第2項に規定する「保守点検（試験及び検査を含む。）ができるよう、施設しなければならない」とは、発電用原子炉施設が所要の性能を確認するために必要な保守及び点検が可能な構造であり、かつ、そのために必要な配置、空間等を備えたものであること。</p> <p>また、試験及び検査には、原子炉等規制法第43条の3の11（使用前検査）、同法第43条の3の13（溶接安全管理検査）、同法第43条の3の15（施設定期検査）及び同法第43条の3の16（定期安全管理検査）に規定する検査並びに技術基準規則第21条、同規則第32条第4項、同規則第35条第7号、同規則第44条第1号ハ、同条第2号ホ及び同条第5号ロに規定する試験を含む。</p> <p>2 第3項に規定する「これを安全に処理するように施設しなければならない」とは、通常運転時において容器、配管、ポンプ、弁そ</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>いする場合は、流体状の放射性廃棄物を処理する設備によりこれを安全に処理するように施設しなければならない。</p> <p>4 設計基準対象施設に属する設備であって、蒸気タービン、ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定されるものには、防護施設の設置その他の損傷防止措置を講じなければならない。</p>	<p>他の機械器具からの放射性物質を含む流体が著しく漏えいする場合（BWRの原子炉再循環ポンプ軸封部のコントロールリーク、高圧タービン等の軸封部からの漏えい防止のための衛帯（シール）蒸気及び低圧タービンの空気の流入防止のための衛帯（シール）蒸気を含む。）、液体にあってはこれらを原子炉格納容器内、原子炉建屋、タービン建屋、原子炉補助建屋等に設けられた機器又は床のそれぞれのドレンサンプ又はタンクに収集し、サンプ又はタンクから放射性廃棄物処理設備に移送して適切に処理ができるような施設とすること。</p> <p>3 第4項に規定する「蒸気タービンの損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、タービンミサイル発生時の対象物を破損する確率が<math>10^{-7}</math>回/炉・年を超える場合をいう。</p> <p>「ポンプその他の機器又は配管の損壊に伴う飛散物により損傷を受け、発電用原子炉施設の安全性を損なうことが想定される」とは、PWRの原子炉冷却材ポンプフライホイールにあっては、限界回転数が予想される最大回転数に比べて十分大きいことを確認すれば安全性を損なうことが想定されないものと判断する。</p> <p>4 第4項に規定する「その他の損傷防止措置」とは、（1）想定される飛散物の発生箇所と防護対象機器の距離を十分にとること、</p>



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>5 設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるものは、二以上の発電用原子炉施設において共用し、又は相互に接続するものであってはならない。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合は、この限りでない。</p>	<p>又は、(2) 想定される飛散物の飛散方向を考慮し、防護対象を損傷し安全性を損なうことがないように配置上の配慮又は多重性を考慮すること。</p> <p>5 第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」については、「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」(平成2年8月30日原子力安全委員会決定)において、クラスMS-1に分類される下記の機能を有する設備を対象とする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉の緊急停止機能</li> <li>・未臨界維持機能</li> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧防止機能</li> <li>・原子炉停止後の除熱機能</li> <li>・炉心冷却機能</li> <li>・放射性物質の閉じ込め機能並びに放射線の遮蔽及び放出低減機能(ただし、可搬型再結合装置及び沸騰水型発電用原子炉施設の排気筒(非常用ガス処理系排気管の支持機能を持つ構造物)を除く。)</li> <li>・工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生機能</li> <li>・安全上特に重要な関連機能(第2条第2項第9号ホに掲げるものを含む。ただし、原子炉制御室遮蔽、取水口及び排水口を除く。)</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>6 前項の安全設備以外の安全設備を二以上の発電用原子炉施設と共用し、又は相互に接続する場合には、発電用原子炉施設の安全性を損なわないよう、施設しなければならない。</p>	<p>6 第6項に規定する「前項の安全設備以外の安全設備」については、「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」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）において規定される安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、第5項に規定する「設計基準対象施設に属する安全設備であって、第二条第二項第九号ハに掲げるもの」以外の設備を対象とする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(全交流動力電源喪失対策設備)</p> <p>第十六条 発電用原子炉施設には、全交流動力電源喪失時から重大事故等（重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）又は重大事故をいう。以下同じ。）に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間、発電用原子炉を安全に停止し、かつ、発電用原子炉の停止後に炉心を冷却するための設備が動作するとともに、原子炉格納容器の健全性を確保するための設備が動作することができるよう、これらの設備の動作に必要な容量を有する蓄電池その他の設計基準事故に対処するための電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>第16条（全交流動力電源喪失対策設備）</p> <p>1 第16条に規定する「必要な容量」とは、発電用原子炉の停止、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性の確保のために施設されている設備に必要な容量をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(材料及び構造)</p> <p>第十七条 設計基準対象施設(圧縮機、補助ボイラー、蒸気タービン(発電用のものに限る。)、発電機、変圧器及び遮断器を除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次に定めるところによらなければならない。この場合において、第一号から第七号まで及び第十五号の規定については、使用前に適用されるものとする。</p> <p>一 クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分(使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。)を有すること。</p> <p>ロ クラス1容器に使用する材料にあつては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対し</p>	<p>第17条(材料及び構造)</p> <p>1 第8号から第14号までの構造強度は、原子炉等規制法第43条の3の14に基づき維持段階にも適用される。</p> <p>2 第1号イの「使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む」とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】発電用原子力設備における「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮」(NC-CC-002)によること。 (「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書」(平成18年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>3 第1号ロ、ハ、第2号ロ、第3号ロ、第5号ロの破壊じん性の規定において、板厚の薄い材料や高ニッケル合金等脆性破壊が問題</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>て適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス1 機器（クラス1 容器を除く。）又はクラス1 支持構造物（クラス1 管及びクラス1 弁を支持するものを除く。）に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ニ クラス1 機器又はクラス1 支持構造物（棒及びボルトに限る。）に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>三 クラス2 機器及びクラス2 支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス2 機器又はクラス2 支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ クラス2 機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ クラス2 機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>三 クラス3 機器（クラス3 容器又はクラス3 管をいう。以下同</p>	<p>とならないことが明白な材料については機械試験による確認に代えて寸法や材質により確認することができる。</p> <p>4 非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の材料及び構造については、第2号及び第9号の規定を準用するとともに、「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））に適合すること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>じ。)に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ 工学的安全施設に属するクラス3機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>四 クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>五 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。）及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次に定めるところによること。</p>	<p>5 第3号ロの「工学的安全施設に属するクラス3機器」には非常用ディーゼル発電機の冷却系が含まれる。</p> <p>（「安全設計分野及び放射線管理分野における日本電気協会規格に関する技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ））</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有すること。</p> <p>ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。</p> <p>ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具（以下「鉄筋等」という。）にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。</p> <p>ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。</p> <p>七 炉心支持構造物に使用する材料は、第一号イ、ハ及びニの規定に準ずること。</p> <p>八 クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス1機器にあつては、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態（以下「設計上定める条件」という。）において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p>	<p>6 第8号イ及びロ、第9号イ、第10号イ並びに第12号イの「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、構造上の全体的な変形を弾性域に抑えることに加え、材料の引張り強さに対しても十分な構造強度を有することをいう。</p> <p>7 第8号イ、ロ、ハ及びニの適用に当たっては、解析により以下を</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ハ クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>ニ クラス1容器（オメガシールその他のシールを除く。）、クラス1管及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。</p> <p>ホ クラス1容器（ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。）にあっては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>ヘ クラス1容器（ボルトその他の固定用金具を除く。）、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じないこと。</p> <p>ト クラス1容器、クラス1管、クラス1弁（弁箱に限る。）及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転</p>	<p>確認すること。</p> <p>(1) イ及びロの「全体的な変形を弾性域に抑える」とは、一般部に加え、構造不連続部にあっても塑性変形を許容しないこと。</p> <p>(2) ハの「全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りではない。」とは、応力が集中する箇所である「構造上の不連続部」にのみ一時的な荷重による塑性変形を許容するが、構造体の機能低下に至るような塑性変形は許容しないこと。</p> <p>(3) ニの「延性破断に至る塑性変形が生じないこと」とは、箇所の限定なしに塑性変形が生じることを許容するが、構造体の著しい機能喪失に至るような塑性変形は許容しないこと。</p> <p>8 第8号ホ及びへの「ボルトその他の固定用金具」とは、ボルト及びナット等をいう。ハからホの「オメガシールその他のシール」とは、オメガシール及びキャノピーシールをいう。</p> <p>9 第8号への「進行性変形」とは、内圧などによる一定の応力（一次応力）が加わった状態で、熱応力等（二次応力）による変形（ひずみ）が弾性的挙動を示す領域を超え繰り返し加えられる場合に、その変形（ひずみ）が一方向に蓄積されるもので、「進行性変形が生じないこと」とは、その二次応力による変形（ひずみ）を弾性的挙動を示す範囲内に抑えること。</p>



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>チ クラス1容器（胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。）にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。</p> <p>リ クラス1管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ヌ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1支持構造物であつて、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、クラス1容器の規定に準ずること。</p> <p>九 クラス2機器及びクラス2支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ クラス2管（伸縮継手を除く。）にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p>	<p>10 第1号から5号、7号から12号及び14号の規定に適合する材料及び構造とは、「設計・建設規格 2005(2007)」の規定に、日本機械学会「設計・建設規格」の適用に当たって（別記-2）」の要件を付したものであること。なお、この規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格（「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準（昭和55年通商産業省告示第501号）」等）によること。</p> <p>（設計・建設規格 2007 技術評価書）</p> <p>ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、第1号及び第8号の規定に適合するため、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって（別記-3）」によること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。</p> <p>十 クラス3機器の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ クラス3機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>十一 クラス4管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。</p> <p>十二 原子炉格納容器（コンクリート製原子炉格納容器を除く。）及び原子炉格納容器支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 原子炉格納容器（ロに掲げる部分を除く。）にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分にあつては、第八号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。</p> <p>ハ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、第八号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。</p> <p>ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。</p> <p>ホ 原子炉格納容器の伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>へ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ト 原子炉格納容器にあつては、設計上定める条件並びに運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>チ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次に定</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>めるところによること。</p> <p>イ コンクリートにあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。</p> <p>ロ 鉄筋等にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて破断に至るひずみが生じないこと。</p> <p>ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。</p> <p>ニ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付く部分を除く。）にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。</p> <p>ホ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付く部分を除く。）にあつては、ニの規定によるほか、第十二号への原子炉格納容器の規定を準用する。</p> <p>ヘ ライナプレート（貫通部スリーブが取り付く部分に限</p>	<p>1 1 第13号イの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリートが弾性状態を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、圧縮破壊が生じない変形（ひずみ）までに制限することであり、圧縮応力による塑性変形が過大な状態または圧縮破壊を生じている状態は許容しないこと。</p> <p>1 2 第13号ハの「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず」とは、原子炉格納容器のコンクリート部が、塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態に対して十分な余裕を保持することであり、「荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。」とは、若干の塑性変形は許容するが、せん断応力による塑性変形が過大な状態またはせん断破壊を生じている状態は許容しないこと。</p> <p>1 3 第13号への規定において、「全ての荷重状態において全体的</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>る。) 貫通部スリーブ及び定着金具(ライナプレートに取り付ける定着金具であって、全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。) にあつては、第十二号ハ、ニ、ヘ及びチの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第十二号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。</p> <p>ト ナックルにあつては、第十二号ロ、ニ及びヘの原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。</p> <p>十四 炉心支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局部的な塑性変形はこの限りでない。</p> <p>ハ 運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。</p>	<p>な変形を弾性域に抑えることができる」とは、機械的荷重に対する許容荷重として弾性変形の範囲に抑えることに加え、内張り鋼板に生ずる強制ひずみにより定着金具に生ずる変位量が、破断変位に対し十分な裕度を有することをいう。</p> <p>14 第6号及び13号の規定に適合する材料及び構造とは、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の規定に、「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって(別記-4)」の要件を付したものであること。なお、この規則の施行の際現に施設し、又は着手した設計基準対象施設については、施設時に適用された規格(「コンクリート製原子炉格納容器に関する構造等の技術基準(平成2年通商産業省告示第452号)」等)によること。</p> <p>(「日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格(JSME S NE1-2003)」技術評価書(平成17年7月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>ニ 炉心支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。</p> <p>ホ 運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ヘ 運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。</p> <p>十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>ハ 適切な強度を有するものであること。</p> <p>ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。</p>	<p>15 第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1) -① 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設（蒸気タービンを除く。以下同じ。）、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設（排気筒を除く。以下同じ。）又は放射線管理施設に属する容器（(2) -①に規定する容器を除く。）又はこれらの設備に属する外径150mm以上の管（(3)及び(4)に規定するものを除く。）であつて、その内包する放射性物質の濃度が、<math>37\text{ mBq/cm}^3</math>（その内包する放射性物質が液体にある場合は、<math>37\text{ kBq/cm}^3</math>）未満のものうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であつて、最高使用温度<math>100^\circ\text{C}</math>未満のものについては、最高使用圧力<math>1960\text{ kPa}</math></p> <p>ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が1</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>96 kPa 以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196 kPa における飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。) 用の容器又は管については、最高使用圧力0 kPa</p> <p>ハ イ又は口に規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98 kPa</p> <p>ニ イ又は口に規定する管以外の管については、最高使用圧力980 kPa (長手継手の部分にあつては、490 kPa)</p> <p>(1) -② 非常用電源設備又は補機駆動用燃料設備 (非常用電源設備及び補助ボイラーに係るものを除く。) に属する容器のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>(1) -③ 非常用電源設備、火災防護設備又は区画排水設備に係る外径150 mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p> <p>(2) -① 原子炉本体又は原子炉格納施設に属する容器</p> <p>(2) -② 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設又は放射線管理施設に属する容器であつて非常時に安全装置として使用されるもの</p> <p>(3) 原子炉本体に属する容器又は原子炉格納容器に取り付けられる管のうち、それが取付けられる当該容器から最も近い止め弁までの部分</p> <p>(4) 原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射線管理施設又は</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>原子炉格納施設のうち原子炉格納容器安全設備、放射性物質濃度制御設備及び可燃性ガス濃度制御設備並びに格納容器再循環設備若しくは圧力逃がし装置に属する管であって、非常時に安全装置として使用されるもの((3)に規定するものを除く。)</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の廃棄施設若しくは放射線管理施設に属する容器((2) -②に規定するものを除く。)又はこれらの施設に属する外径61mm(最高使用圧力98kPa未満の管にあつては、100mm)を超える管((3)(4)に規定するものを除く。)であつて、その内包する放射性物質の濃度が<math>37\text{ mBq/cm}^3</math>(その内包する放射性物質が液体中にある場合は、<math>37\text{ kBq/cm}^3</math>)以上のもの</p> <p>(6) 上記(1)～(5)に規定する容器又は管の耐圧部に取付く溶接部(非耐圧部である場合を含む。)</p> <p>(例) ・キャノピーシールの溶接部  ・管と管板との溶接部  ・耐圧部材に直接溶接されるラグ、ブラケット等であつて地震、熱膨張、反力、重量、振動等による過度の変位を防止するために施設されるもの</p> <p>16 第15号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、溶接部の設計において、溶接部の開先等の形状に配慮し、鋭い切</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>欠き等の不連続で特異な形状でないものをいう。</p> <p>17 第15号口に規定する「溶接による割れが生ずるおそれがなく」とは、溶接後の非破壊試験において割れないことに加え、溶接時の有害な欠陥により割れが生じるおそれがないことをいい、「健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないこと」とは、溶接部の設計及び形状が溶込み不足を生じがたいものであり、溶接部の表面及び内部に有害な欠陥がないことをいう。</p> <p>18 第15号口に規定する「非破壊試験」は、放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験、浸透探傷試験、目視試験等をいう。</p> <p>19 第15号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、母材と同等以上の機械的強度を有するものであることをいう。</p> <p>20 第15号の規定に適合する溶接部とは、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」(以下「溶接規格2007」という。)及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付したものに適合した溶接部をいう。 (「日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」(2007年版)に関する技術評価書」(平成20年10月原子力安全・保安院、原</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>子力安全基盤機構取りまとめ)」(以下「溶接規格 2007 技術評価書」という。)及び設計・建設規格 2007 技術評価書)</p> <p>なお、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、「ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって (別記-3)」によること。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(使用中の亀裂等による破壊の防止)</p> <p>第十八条 使用中のクラス1機器、クラス1支持構造物、クラス2機器、クラス2支持構造物、クラス3機器、クラス4管、原子炉格納容器、原子炉格納容器支持構造物及び炉心支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があってはならない。</p> <p>2 使用中のクラス1機器の耐圧部分には、その耐圧部分を貫通する亀裂その他の欠陥があってはならない。</p>	<p>第18条 (使用中の亀裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があってはならない。」とは、「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について」((平成21・11・18原院第1号(平成21年12月25日原子力安全・保安院制定)) (但し、附則3及び4を除く。)の規定に適合するものであること。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(流体振動等による損傷の防止)</p> <p>第十九条 燃料体及び反射材並びに炉心支持構造物、熱遮蔽材並びに一次冷却系統に係る容器、管、ポンプ及び弁は、一次冷却材又は二次冷却材の循環、沸騰その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる流体振動又は温度差のある流体の混合その他の一次冷却材又は二次冷却材の挙動により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない。</p>	<p>第19条(流体振動等による損傷の防止)</p> <p>1 「流体振動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、流れの乱れ、渦、気ほう等に起因する高サイクル疲労による損傷の発生防止を規定するものであり、以下の措置を講じること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 蒸気発生器伝熱管群の曲げ部については、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005) PVB-3600 に規定する手法を適用すること。</li> <li>・ 管に設置された円柱状構造物で耐圧機能を有するものについては、日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」(JSME S012) に規定する手法を適用すること。</li> </ul> <p>(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1)」(2005年改訂版)並びに流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」(平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>2 「温度差のある流体の混合等により生ずる温度変動により損傷を受けないように施設しなければならない」とは、日本機械学会「配管の高サイクル熱疲労に関する評価指針」(JSME S017) に規定する手法を適用し、損傷の発生防止措置を講じること。</p> <p>(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>NC1)」（2005年改訂版）並びに「流力振動及び高サイクル熱疲労に関する評価指針の技術評価書」（平成17年12月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ）</p> <p>3 配管内円柱状構造物の流力振動及び配管の高サイクル熱疲労については、一次冷却材が循環する施設として、原子炉冷却材浄化系、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）（BWR）及び化学体積制御系、余熱除去系（PWR）を含めて措置を講じること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(安全弁等)</p> <p>第二十条 設計基準対象施設(蒸気タービン(発電用のものに限る。)、発電機、変圧器及び遮断器を除く。以下この条において同じ。) には、次に定めるところにより安全弁又は逃がし弁(以下この条において「安全弁」という。)を設けなければならない。</p> <p>一 安全弁等は、確実に作動する構造を有すること。</p> <p>二 安全弁等の弁軸は、弁座面からの漏えいを適切に防止できる構造であること。</p> <p>三 安全弁等の材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第十七条第一号の規定に準ずること。</p> <p>ロ クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる安全弁等の材料にあつては、第十七条第二号の規定に準ずること。</p> <p>四 補助作動装置付きのものにあつては、当該補助作動装置が故障しても所要の吹き出し容量が得られる構造であること。</p> <p>五 原子炉圧力容器(加圧器がある場合は、加圧器。以下この号において同じ。)にあつては、次に定めるところによること。</p> <p>イ 背圧の影響によりその作動に支障を生ずることを防止するためベローズが設けられた安全弁(第七号において「ベローズ付き安全弁」という。)を適当な箇所二個以上設けること。</p> <p>ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹き出し圧力と設置個</p>	<p>第20条(安全弁等)</p> <p>1 第20条に規定する「安全弁等」とは、安全弁(蒸気又は他のガス用を使用されるもの)及び逃がし弁(水又は他の液体用を使用されるもの)をいう。</p> <p>2 第20条に規定する安全弁等は、日本機械学会「設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)の第10章(安全弁等)及び日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格(JSME S NC1-2001)及び(JSME S NC1-2005)【事例規格】過圧防護に関する規定」(NC-CC-001)によること。</p> <p>(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2001年版及び2005年版)事例規格「過圧防護に関する規定(NC-CC-001)」及び事例規格「応力腐食割れ発生の抑制に対する考慮(NC-CC-002)」に関する技術評価書」(平成18年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>なお、既設プラントの安全弁等については、施設時に適用された以下の告示によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」の第101条、第102条、第103条の規定</li> <li>・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>数とを適切に組み合わせることにより、当該原子炉圧力容器の過圧防止に必要な容量以上であること。ただし、安全弁以外の過圧防止効果を有する装置を有するものにあつては、当該装置の過圧防止能力に相当する値を減ずることができる。</p> <p>六 蒸気発生器にあつては、次に定めるところによること。</p> <p>イ 安全弁を適当な箇所に二個以上設けること。</p> <p>ロ 安全弁の容量の合計は、当該安全弁の吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該蒸気発生器の過圧防止に必要な容量以上であること。</p> <p>ハ 安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。</p> <p>七 減圧弁を有する管であつて、低圧側の部分又はこれに接続する設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁が高圧側の圧力に耐えるように設計されていないものにあつては、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス1管にあつては、ベローズ付き安全弁を減圧弁の低圧側にこれに接近して二個以上設けること。</p> <p>ロ イに掲げる管以外の管にあつては、安全弁等を減圧弁の低圧側にこれに接近して一個以上設けること。</p> <p>ハ 安全弁等の容量の合計は、当該安全弁等の吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、減圧弁が全開</p>	<p>和45年通商産業省告示第501号)」の第72条、第73条の規定</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>通商産業省「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示（昭和40年通商産業省告示第272号）」の第23条、第24条の規定</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>したとき管の低圧側の部分及びこれに接続する設計基準対象施設に属する容器、管、ポンプ若しくは弁の過圧防止に必要な容量以上であること。</p> <p>ニ 安全弁は、吹出し圧力を下回った後に、速やかに吹き止まること。</p> <p>八 設計基準対象施設に属する容器（第五号、第六号及び第三項に掲げる容器、補助ボイラー並びに原子炉格納容器を除く。）又は管（前号に掲げるものを除く。）であって、内部に過圧が生ずるおそれがあるものにあつては、第六号ロ並びに前号イ、ロ及びニの規定に準じて安全弁等を適当な箇所に設けること。</p> <p>2 前項の場合において、安全弁等の入口側又は出口側に破壊板を設ける場合は、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 安全弁等の入口側に設ける場合は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 破壊板の吹出し圧力は、当該容器の最高使用圧力以下の圧力であること。</p> <p>ロ 破壊板の破壊により安全弁等の機能を損なわないようにすること。</p> <p>二 安全弁等の出口側に設ける場合は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 破壊板は、安全弁等の作動を妨げないように低圧で破壊するものであること。</p>	



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>ロ 破壊板の吹出し圧力に安全弁等の吹出し圧力を加えた圧力が、過圧防止に必要な吹出し圧力より小さくなること。</p> <p>ハ 破壊板を支持する構造は、流体が排出する場合の通過面積が安全弁等の出口の面積以上となるものであること。</p> <p>ニ 破壊板の破壊により吹出し管の機能を損なわないようにすること。</p> <p>3 設計基準対象施設に属する容器であって、内部に液体炭酸ガスその他の安全弁等の作動を不能にするおそれがある物質を含むものには、次に定めるところにより破壊板を設けなければならない。</p> <p>一 吹出し圧力と設置個数とを適切に組み合わせることにより、当該容器の過圧防止に必要な容量以上となるように、適当な箇所到一个以上設けること。</p> <p>二 容器と破壊板との連絡管の断面積は、破壊板の断面積以上であること。</p> <p>4 第一項又は前項の場合において、安全弁等又は破壊板の入口側又は出口側に止め弁を設ける場合は、発電用原子炉を起動させるとき及び運転中に、止め弁が全開していることを確認できる装置を設けなければならない。</p> <p>5 設計基準対象施設に属する容器又は管であって、内部が大気圧未満となることにより外面に設計上定める圧力を超える圧力を受けるおそれがあるものには、次に定めるところにより過圧防止に必要な容量以上となるように真空破壊弁を設けなければならない。</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>一 真空破壊弁の材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ クラス1容器及びクラス1管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第十七条第一号の規定に準ずること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器、クラス2容器及びクラス2管に取り付けられる真空破壊弁の材料にあつては、第十七条第二号の規定に準ずること。</p> <p>二 原子炉格納容器にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に二個以上設けること。</p> <p>三 前号に掲げる容器以外の容器又は管にあつては、真空破壊弁を適当な箇所に一個以上設けること。</p> <p>6 設計基準対象施設は、安全弁等、破壊板又は真空破壊弁から放出される流体が放射性物質を含む場合は、これを安全に処理することができるように施設しなければならない。</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(耐圧試験等)</p> <p>第二十一条 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器、クラス4管及び原子炉格納容器は、次に定めるところによる圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、気圧により試験を行う場合であって、当該圧力に耐えることが確認された場合は、当該圧力を最高使用圧力（原子炉格納容器にあつては、最高使用圧力の〇・九倍）までに減じて著しい漏えいがないことを確認することができる。</p> <p>一 内圧を受ける機器に係る耐圧試験の圧力は、機器の最高使用圧力を超え、かつ、機器に生ずる全体的な変形が弾性域の範囲内となる圧力とすること。ただし、クラス1機器、クラス2管又はクラス3管であつて原子炉圧力容器と一体で耐圧試験を行う場合の圧力は、燃料体の装荷までの間に試験を行った後においては、通常運転時の圧力を超える圧力とすることができる。</p> <p>二 内部が大気圧未満になることにより、大気圧による外圧を受ける機器の耐圧試験の圧力は、大気圧と内圧との最大の差を上回る圧力とすること。この場合において、耐圧試験の圧力は機器の内面から加えることができる。</p> <p>2 クラス1機器、クラス2機器、クラス3機器及びクラス4管は、通常運転時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏え</p>	<p>第21条（耐圧試験等）</p> <p>1 第1項の規定に適合する耐圧試験は、「設計・建設規格2005(2007)」の第11章によること。 (設計・建設規格2007技術評価書)</p> <p>2 第2項の「漏えい試験」は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格（2008年版）」(JSME S NA1-2008)によること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>いがないものでなければならない。</p> <p>3 原子炉格納容器は、最高使用圧力の〇・九倍に等しい気圧で気密試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。</p>	<p>(「日本機械学会「発電用原子力設備規格 維持規格 (2008年版)」(JSME S NA1-2008) に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>3 第3項に規定する「気密試験を行ったとき、著しい漏えいがない」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008) 2. 4に定めるA種試験に以下の要件を付したものであること。</p> <p>A種試験の結果の判定に当たっては、全体漏えい率に、個々の隔離弁に対して適切に単一故障を想定し、健全に機能することが期待される隔離弁からの漏えい量(以下「個別想定漏えい量」という。)を考慮し、判定基準以内であることを確認すること。その際、判定基準に見込む「漏洩の増加要因を考慮した余裕係数」を0. 2とすること。</p> <p>なお、隔離弁の個別想定漏えい量は、以下の手順により求めること。</p> <p>①隔離弁の自動閉止機能の単一故障で閉止しない隔離弁の個数を設定する。</p> <p>②事故時に自動的に閉となる隔離弁であって、原子炉格納容器局部漏えい率試験(C種試験)の対象となるものの漏えい量を、定期検査毎にA種試験の実施前に測定する。</p> <p>③隔離弁の個数(①)と測定した漏えい量(②)を用いて、個別</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>想定漏えい量を求める。</p> <p>また、個別想定漏えい量を求めない場合にあつては、事故時に自動的に閉となる隔離弁の閉鎖方法として、内側隔離弁を開とし、外側隔離弁を閉とすることによりA種試験を実施すること。</p> <p>(「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(監視試験片)</p> <p>第二十二条 設計基準対象施設に属する容器であつて、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次に定める監視試験片を備えなければならない。</p> <p>一 監視試験片の材料は、中性子の照射領域にある容器の材料と同等の製造履歴を有するものであること。</p>	<p>第22条 (監視試験片)</p> <p>1 第22条において「設計基準対象施設に属する容器であつて、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるもの」とは、原子炉圧力容器をいう。</p> <p>2 第22条に適合する監視試験片は、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(JSME S NC1-2005)の該当規定(第12章 監視試験)に次の規定を付加した要件によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第1号及び第3号の「容器の材料」には、中性子の照射領域に溶接部がある場合、母材／溶接金属と同数の溶接熱影響部の監視試験片も設置すること。</li> </ul> <p>なお、既設プラントについては、施設時に適用された以下の告示による監視試験片が設置されていること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和55年通商産業省告示第501号)」適用プラントについては同告示第105条の規定</li> <li>・通商産業省「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準(昭和45年通商産業省告示第501号)」適用プラントについては同告示第75条の規定</li> <li>・通商産業省「発電用原子力設備に関する技術基準の細目を定める告示(昭和40年通商産業省告示第272号)」</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。</p> <p>三 監視試験片は、中性子の照射領域にある容器の材料が受ける中性子スペクトル、中性子照射量及び温度履歴の条件と同等の条件になるように配置すること。</p>	<p>3 第2号に規定する「監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施する」とは、「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC 4201-2007) [2010年追補版]」の適用に当たって(別記-6)」により、監視試験片の取り出し及び監視試験並びに必要な場合は監視試験片の再生を実施することをいう。</p> <p>(「日本電気協会規格「原子炉構造材の監視試験方法」(JEAC 4201-2007)及び「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法」(JEAC 4206-2007)に関する技術評価書」(平成21年8月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))並びに「日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法 (JEAC 4201-2007) [2010年追補版]」に関する技術評価書」(平成23年5月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(炉心等)</p> <p>第二十三条 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物の材料は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p> <p>2 燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物は、最高使用圧力、自重、附加荷重その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷に耐えるものでなければならない。</p>	<p>第23条 (炉心等)</p> <p>1 第1項に規定する「最も厳しい条件」とは、原子炉運転状態に対応した圧力及び温度条件、燃料使用期間中の燃焼度、中性子照射量等の組み合わせのうち想定される最も厳しい条件をいう。また、「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性及び核性質等をいい、化学的性質については耐食性及び化学的安定性等をいう。</p> <p>2 第2項における「その他の燃料体、減速材及び反射材並びに炉心支持構造物に加わる負荷」には、燃料体における核分裂生成物質の蓄積による燃料被覆管の内圧上昇及び熱応力等の荷重を含むものとする。</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(熱遮蔽材)</p> <p>第二十四条 放射線により材料が著しく劣化するおそれがある原子炉圧力容器には、これを防止するため熱遮蔽材を施設しなければならない。</p> <p>2 前項の熱遮蔽材は、熱応力による変形により発電用原子炉の運転に支障を及ぼすことがないように施設しなければならない。</p>	<p>第24条 (熱遮蔽材)</p> <p>1 第2項に規定する「支障を及ぼすことがない」とは、遮蔽材自身が発生する熱等による変形が原子炉圧力容器の内部構造物に過度の変形を及ぼすことのないように熱遮蔽材の材料、構造及び取付方法等を考慮すること。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(一次冷却材)</p> <p>第二十五条 一次冷却材は、通常運転時における圧力、温度及び放射線によって起る最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>第25条 (一次冷却材)</p> <p>1 第25条に規定する「必要な物理的性質」は、核的性質と熱水力的性質に分けられ、核的性質としては核反応断面積が核反応維持のために適切であること、熱水力的性質については冷却能力が適切であること。また、「必要な化学的性質」は、燃料体及び構造材の健全性を妨げることのない性質であること及び通常運転時において放射線に対して化学的に安定であること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)</p> <p>第二十六条 通常運転時に使用する燃料体又は使用済燃料(以下この条において「燃料体等」という。)を取り扱う設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 燃料体等を取り扱う能力を有するものであること。</p> <p>二 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>三 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p> <p>四 取扱中に燃料体等が破損しないこと。</p>	<p>第26条(燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備)</p> <p>1 第1項に規定する「燃料体又は使用済燃料を取り扱う設備」とは、新燃料、再使用燃料又は使用済燃料の装荷、取出又は保管等を行うために使用する設備をいう。</p> <p>2 第1項第1号に規定する「燃料体等を取り扱う能力」とは、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器間を連携し、当該燃料を搬入、搬出又は保管できる能力があること。</p> <p>3 第1項第2号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。</p> <p>4 第1項第3号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された冷却能力を有すること。</p> <p>5 第1項第4号に規定する「燃料体等が破損しないこと」とは、以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料交換機にあつては、掴み機構のワイヤーを二重化すること。</li> <li>・燃料交換機にあつては、燃料取扱中に過荷重となった場合は上</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>五 燃料体等を封入する容器は、取扱中における衝撃、熱その他の容器に加わる負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。</p> <p>六 前号の容器は、内部に燃料体等を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一米ートルの距離における線量当量率がそれぞれ原子力規制委員</p>	<p>昇阻止される措置がなされていること。この場合において、取扱い時の荷重監視等による運転管理による対応も含まれる。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉建屋天井クレーンにあっては、吊り上げられた使用済燃料運搬用容器等重量物が燃料プールに貯蔵された燃料上を走行できない措置を行うこと。ただし、措置には、運用管理での対応も含むものとする。この運用管理にあっては、運搬用容器等重量物が燃料上に行かないことを確実にするものであること。また、フックのワイヤー外れ止めを設けること。なお、ここでの「使用済燃料運搬用容器等」の等には、燃料交換機又は原子炉建屋天井クレーンを用いて取扱うものであって、その落下によって燃料を破損させるおそれがあるものを含む。</li> <li>・燃料交換機、原子炉建屋天井クレーン等にあっては、適切な落下防止対策等を施すことにより、その落下により燃料を破損するおそれがないとしてもよい。</li> </ul> <p>6 第1項第5号に規定する「容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（昭和53年通商産業省令第77号）」第88条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、き裂、破損等が生じるおそれがないものであること」。</p> <p>なお、「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関す</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>会の定める線量当量率を超えないように遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>七 燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造を有する機器を設けることにより燃料体等の落下を防止できること。</p> <p>2 燃料体等を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること。</p> <p>二 崩壊熱により燃料体等が溶融しないものであること。</p>	<p>る規則第3条等の規定に基づく核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等」（以下「科技庁告示第5号」という。）を満たすものを、「燃料体等を封入する容器」として用いてもよい。</p> <p>7 第1項第5号に規定する「容器」は、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」を準用し、理論的若しくは適切な試験又は実験により所定の機能が満足されていること。</p> <p>8 第1項第7号に規定する「燃料体等の取扱中に燃料体等を取り扱うための動力源がなくなった場合に、燃料体等を保持する構造」とは、動力源である電源又は空気等が喪失した場合でも燃料を保持できる性能を有すること。</p> <p>9 第2項第1号に規定する「燃料体等が臨界に達するおそれがない構造であること」とは、臨界計算により、燃料が臨界に達しないことを確認された構造であること。</p> <p>10 第2項第2号に規定する「燃料体等が溶融しないものであること」とは、設計計算により、燃料が溶融しないことを確認された</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>三 燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有するものであること。</p> <p>四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽（以下「使用済燃料貯蔵槽」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 放射性物質を含む水があふれ、又は漏れない構造であること。</p> <p>ロ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水があること。</p>	<p>冷却能力を有すること。</p> <p>1 1 第2項第3号に規定する「燃料体等を必要に応じて貯蔵することができる容量を有する」とは、発電用原子炉に全て燃料が装荷されている状態で、使用済燃料及び貯蔵されている取替燃料に加えて、1炉心分以上の容量を確保すること。この場合において、「容量」には、第6号に規定するキャスク貯蔵分を含むことができる。</p> <p>1 2 第2項第4号イに規定する「漏れない構造」とは、プール内面をステンレス鋼等でライニングすること、燃料プールに必要な水位より低い位置に排水口を設けないこと。</p> <p>1 3 第2項第4号ロに規定する「使用済燃料その他高放射性の燃料体の放射線を遮蔽するために必要な量の水」とは、燃料取替作業時に線量限度（「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度を定める告示（平成13年経済産業省告示第187号）」による。）を超えないよう放射線を遮蔽するために必要な量の水をいう。</p> <p>この場合において、常用の補給水系統の一つが機能しない場合においても、放射線を遮蔽するために必要な水量が確保できること。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ハ 使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること。</p> <p>ニ 燃料体等の取扱中に想定される燃料体等の落下時及び重量物の落下時においてもその機能が損なわれないこと。</p> <p>五 燃料体等の落下により燃料体等が破損して放射性物質が放出されることに伴い公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合、放射性物質による敷地外への影響を低減するため、燃料貯蔵設備の格納施設及び放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設を施設すること。</p>	<p>1 4 第2項第4号ハに規定する「使用済燃料その他高放射性の燃料体の被覆が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止すること」とは、浄化装置を設置すること。</p> <p>1 5 第2項第4号ニに規定する「その機能が損なわれない」とは、落下した燃料体等やクレーン等の重量物によって使用済燃料プールの機能を失うような損傷は生じさせないよう必要な強度のライニングを施設すること。この場合において、クレーン等にあつては、適切な落下防止対策等を施すことにより、使用済燃料プールの機能を維持することとしてもよい。</p> <p>1 6 第2項第5号に規定する「放射性物質の放出を低減する発電用原子炉施設」とは、空気系の浄化装置をいい、第44条第4号（原子炉格納施設の雰囲気浄化）に規定された施設を兼ねることができる。また、空気系の浄化装置として専用のものを施設する場合、その浄化装置の機能については、設置許可申請書において評価した当該事象による放射性物質の放出量の評価の条件として設定した浄化装置の処理容量及びフィルターよう素除去効率に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>1 7 第2項第5号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、燃料貯蔵プール等への燃料落下による敷地境界</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>六 使用済燃料を工場等内に貯蔵する乾式キャスク（以下「キャスク」という。）は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 使用済燃料が内包する放射性物質を閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。</p> <p>ロ 使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有すること。</p>	<p>外の実効線量が「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」にある「4.2事故（5）周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと」を満たさないことをいう。この場合において、核原料、核燃料及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の5（又は第43条の3の8）に基づき許可を受けた原子炉設置（変更）許可申請において確認されていることを、関連する設備が同申請要件を満たしていることにより確認することができる。</p> <p>18 第2項第6号に規定する「乾式キャスク」は、金属キャスクのことをいい、第1号及び第2号で規定する臨界防止機能及び除熱機能に加え、第6号の要件及び「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について（平成4年8月27日原子力安全委員会了承）」の要件を満足すること。</p> <p>19 第2項第6号イの規定は以下によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・耐熱性、耐食性等を有し耐久性の高い金属ガスケット等のシールを採用すること</li> <li>・蓋部を一次蓋と二次蓋の二重とし、一次蓋と二次蓋との間の圧力を監視することにより密封性を監視できること</li> <li>・キャスク内部の負圧を維持できること</li> </ul>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ハ 使用済燃料の被覆材の著しい腐食又は変形を防止できること。</p> <p>ニ キャスク本体その他のキャスクを構成する部材は、使用される温度、放射線、荷重その他の条件に対し、適切な材料及び構造であること。</p> <p>七 取扱者以外の者がみだりに立ち入らないようにすること。</p>	<p>20 第2項第6号ハに規定する「腐食を防止できる」とは、キャスク内部に不活性ガスを保持できる構造とすることにより被覆管の腐食を防止すること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ)</p> <p>第二十七条 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるように施設しなければならない。</p>	<p>第27条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ)</p> <p>1 第27条に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常に伴う衝撃」とは、原子炉冷却材喪失事故に伴うジェット反力等、安全弁等の開放に伴う荷重をいう。</p> <p>2 第27条に規定する「炉心の反応度の変化による荷重の増加その他の原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器に加わる負荷」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時において、反応度が炉心に投入されることにより1次冷却系の圧力が増加することに伴う荷重の増加をいう。この場合において、浸水燃料の破裂に加えて、ペレット／被覆管機械的相互作用を原因とする破損による衝撃圧力等に伴う荷重の増加を含む。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)</p> <p>第二十八条 原子炉冷却材圧力バウンダリには、原子炉冷却材の流出を制限するよう、隔離装置を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置を施設しなければならない。</p>	<p>第28条 (原子炉冷却材圧力バウンダリの隔離装置等)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉冷却材の流出」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続する配管等が破損することによって原子炉冷却材が流出することをいう。</p> <p>2 第2項に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の漏えいを検出する装置」とは、漏えい位置を特定できない格納容器内の漏えいに対しては、1時間以内に0.23立方メートルの漏えい量を検出する能力を有すること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(一次冷却材処理装置)</p> <p>第二十九条 放射性物質を含む一次冷却材(第三十三条第四号の装置から排出される放射性物質を含む流体を含む。)を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合は、これを安全に処理する装置を施設しなければならない。</p>	<p>第29条 (一次冷却材処理装置)</p> <p>1 第29条に規定する「安全に処理する装置」とは、放射性物質を含む一次冷却材を通常運転時において一次冷却系統外に排出する場合に、これを最終的に放射性廃棄物処理設備に適切に導く施設であること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(逆止め弁)</p> <p>第三十条 放射性物質を含む一次冷却材を内包する容器若しくは管又は放射性廃棄物を処理する設備（排気筒並びに第四十条及び第四十三条に規定するものを除く。第四十七条において同じ。）へ放射性物質を含まない流体を導く管には、逆止め弁を設けなければならない。ただし、放射性物質を含む流体が放射性物質を含まない流体を導く管に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>第30条（逆止め弁）</p> <p>1 第30条に規定する「逆流するおそれがない場合」とは、直接接続されていない場合、又は十分な圧力差を有している場合をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(蒸気タービン)</p> <p>第三十一条 第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令（平成九年通商産業省令第五十一号）第三章の規定は、設計基準対象施設に施設する蒸気タービンについて準用する。</p>	<p>第31条（蒸気タービン）</p> <p>1 第31条において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1) 設計基準対象施設の蒸気タービンに係る蒸気だめ又は熱交換器の次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分（以下「耐圧部」）について溶接を必要とするもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ 液化ガス（通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。）用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa</p> <p>ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa（長手継手の部分にあつては、490kPa）</p> <p>(2) 設計基準対象施設の蒸気タービンに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>2 第31条において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部とは、「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付したものに適合した溶接部をいう。 (溶接規格2007技術評価書及び設計・建設規格2007技術評価書)</p> <p>3 第31条において蒸気タービン(その附属設備を含む)について「発電用火力設備に関する技術基準を定める省令」(平成9年3月27日通商産業省令第51号。以下「火力省令」という。)第3章の規定を準用する範囲は、PWRでは図-1、BWRでは図-2の区分図によること。</p> <p>4 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」(2013507 商局第2号(平成25年5月17日経済産業省商務流通保安グループ制定))の該当部分によること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(非常用炉心冷却設備)</p> <p>第三十二条 発電用原子炉施設には、非常用炉心冷却設備を施設しなければならない。</p> <p>2 非常用炉心冷却設備は、次の機能を有するものでなければならない。</p> <p>一 燃料被覆材の温度が燃料材の熔融又は燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できるものであること。</p> <p>二 燃料被覆材と冷却材との反応により著しく多量の水素を生ずるものでないこと。</p>	<p>第32条 (非常用炉心冷却設備)</p> <p>1 第2項第1号に規定する「燃料体の著しい破損を生ずる温度を超えて上昇することを防止できる」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針(平成4年6月11日 原子力安全委員会一部改定)」に基づいて想定冷却材喪失事故の解析を行った結果、燃料被覆の温度、燃料被覆の化学量論的酸化量が同指針に規定する判断基準を満足することをいい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が原子炉等規制法第43条の3の5(または第43条の3の8)に基づき許可を受けた原子炉の設置(変更)許可申請書(以下設置許可申請書という。)添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置(変更)許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認すること。また、PWRにあつては、蓄圧注入系の蓄圧タンクの保持圧力及び保有水量に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>2 第2項第2号に規定する「著しく多量の水素を生ずるものでない」とは、前号の要求条件に基づく想定冷却材喪失事故解析において発生する水素量が同指針に規定する判断基準を満足することを</p>



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>3 非常用炉心冷却設備は、原子炉圧力容器内又は原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響につき想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能する能力を有するものでなければならない。</p> <p>4 非常用炉心冷却設備は、その能力の維持状況を確認するため、発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない。</p>	<p>いい、具体的には、非常用炉心冷却設備の仕様が設置（変更）許可申請書添付書類八に記載された仕様を満足するとともに、設置（変更）許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。</p> <p>3 第3項に規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、非常用炉心冷却設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p> <p>4 第4項に規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができるように施設しなければならない」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>		
<p>(循環設備等)</p> <p>第三十三条 発電用原子炉施設には、次に掲げる設備を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉圧力容器内において発生した熱を除去するために、熱を輸送することができる容量の一次冷却材を循環させる設備</p> <p>二 負荷の変動その他の発電用原子炉の運転に伴う原子炉圧力容器内の圧力の変動を自動的に調整する設備</p>	<p>第33条 (循環設備等)</p> <p>1 第33条各号の設備として、少なくとも次の設備又は同等の機能を有する設備を保有すること。</p>		
		<p>BWR</p>	<p>PWR</p>
	<p>第1号に該当するもの</p>	<p>原子炉再循環系</p>	<p>一次冷却系</p>
	<p>第2号に該当するもの</p>	<p>原子炉圧力制御系</p>	<p>加圧器圧力制御系</p>
	<p>第3号に該当するもの</p>	<p>原子炉給水制御系 原子炉隔離時冷却系 制御棒駆動水圧系</p>	<p>化学体積制御系</p>
	<p>第4号に該当するもの</p>	<p>原子炉冷却材浄化系</p>	<p>化学体積制御系</p>
	<p>第5号に該当するもの</p>	<p>原子炉隔離時冷却系 (*1) 残留熱除去系(*2) 隔離時復水器系(*1)</p>	<p>補助給水系(*1) (*2) 余熱除去系(*2)</p>
	<p>第6号に該当するもの</p>	<p>原子炉補機冷却系 原子炉補機冷却海水系</p>	<p>原子炉補機冷却水系 原子炉補機冷却海水系</p>
<p>(*1) 重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。ただし、</p>			

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>三 通常運転時又は一次冷却材の小規模漏えい時に発生した一次冷却材の減少分を自動的に補給する設備</p> <p>四 一次冷却材中の不純物及び放射性物質の濃度を発電用原子炉施設の運転に支障を及ぼさない値以下に保つ設備</p> <p>五 発電用原子炉停止時（全交流動力電源喪失時から重大事故等に対処するために必要な電力の供給が交流動力電源設備から開始されるまでの間を含む。）に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備</p> <p>六 前号の設備により除去された熱を最終ヒートシンクへ輸送することができる設備</p>	<p>補助給水系にあつてはタービン駆動のものに限る。</p> <p>(*2) 原子炉停止時に原子炉圧力容器内において発生した残留熱を除去することができる設備。</p> <p>2 第3号に規定する「一次冷却材の小規模漏えい時」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部および原子炉冷却材圧力バウンダリの小き裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。なお、「一次冷却材の減少」には、安全弁の正常な作動による原子炉冷却材の体積の減少も含まれる。</p> <p>3 第6号の設備には第5号の設備により除去された熱を最終的な熱の逃がし場へ輸送することが要求されているが、重大事故等に対処するために必要な電源設備からの電気の供給が開始されるまでの間の全交流動力電源喪失時における機能確保は要求されない。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(計測装置)</p> <p>第三十四条 発電用原子炉施設には、次に掲げる事項を計測する装置を施設しなければならない。ただし、直接計測することが困難な場合は、当該事項を間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。</p> <p>一 炉心における中性子束密度</p> <p>二 炉周期</p> <p>三 制御棒の位置及び液体制御材を使用する場合にあっては、その濃度</p> <p>四 一次冷却材に関する次の事項</p> <p>イ 放射性物質及び不純物の濃度</p> <p>ロ 原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量</p> <p>五 原子炉圧力容器（加圧器がある場合は、加圧器）内及び蒸気発生器内の水位</p> <p>六 原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度、放射性物質の濃度及び線量当量率</p> <p>七 主蒸気管中及び空気抽出器その他の蒸気タービン又は復水器に接続する設備であって放射性物質を内包する設備の排ガス中の放射性物質の濃度</p>	<p>第34条（計測装置）</p> <p>1 第34条における計測する手段としてはサンプリングによる測定、演算（炉周期）が含まれる。</p> <p>第1項第11号の計測の場合、「間接的に測定する装置を施設することをもって、これに代えることができる。」とは、排水路の出口又はこれに近接する箇所における放射性物質の濃度を直接測定することが技術的に困難な場合、排水路の上流における濃度を測定することをいう。</p> <p>2 第1項第6号に規定する「可燃性ガスの濃度」とは、BWRにおいては、酸素・水素ガス濃度、PWRにおいては、水素ガス濃度をいう。</p> <p>3 第1項第7号はBWRに対して、第8号はPWRに対して適用される。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>八 蒸気発生器の出口における二次冷却材の圧力、温度及び流量並びに二次冷却材中の放射性物質の濃度</p> <p>九 排気筒の出口又はこれに近接する箇所における排気中の放射性物質の濃度</p> <p>十 排水口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p> <p>十一 放射性物質により汚染するおそれがある管理区域（管理区域のうち、その場所における外部放射線に係る線量のみが実用炉規則第二条第二項第四号に規定する線量を超えるおそれがある場所を除いた場所をいう。以下同じ。）内に開口部がある排水路の出口又はこれに近接する箇所における排水中の放射性物質の濃度</p> <p>十二 管理区域内において人が常時立ち入る場所その他放射線管理を特に必要とする場所（燃料取扱場所その他の放射線業務従事者に対する放射線障害の防止のための措置を必要とする場所をいう。）の線量当量率</p>	<p>4 第1項第11号に規定する「放射性物質により汚染するおそれがある管理区域」とは、管理区域を規定する以下の3要素のうち外部放射線に係る線量のみが「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」に規定される基準を超える管理区域以外の管理区域をいい、3要素のうちA、B及びCの組み合わせ、AとB若しくはAとCの組み合わせ、BとCの組み合わせ又はB若しくはCのみで規定される管理区域のことをいう。この場合において、管理区域の3要素は以下による。</p> <p>A. その場所における外部放射線に係る線量が別に告示する実効線量を超えるおそれがあるもの。</p> <p>B. 空気中の放射性物質（空気又は水のうちに自然に含まれているものを除く。）の濃度が別に告示する濃度を超えるおそれがあるもの。</p> <p>C. 放射性物質によって汚染された物の表面の放射性物質の密度が別に告示する密度を超えるおそれがあるもの。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>十三 周辺監視区域に隣接する地域における空間線量率及び放射性物質の濃度</p> <p>十四 使用済燃料その他高放射性の燃料体を貯蔵する水槽の水温及び水位</p> <p>十五 敷地内における風向及び風速</p> <p>2 前項第六号に掲げる装置であって線量当量率を計測する装置にあつては、多重性及び独立性を確保しなければならない。</p> <p>3 第一項第十二号から第十四号までに掲げる事項を計測する装置（第一項第十二号に掲げる事項を計測する装置にあつては、燃料取扱設備及び燃料貯蔵設備に属するものに限る。）にあつては、外部電源が喪失した場合においてもこれらの事項を計測することができるものでなければならない。</p> <p>4 第一項第一号及び第三号から第十五号までに掲げる事項を計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存することができるものでなければならない。ただし、設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置以外の装置であつて、断続的に試料の分析を行う装置については、運転員その他の従事者が測定結果を記録し、及びこれを保存し、その記録を確認することをもって、これに代えることができる。</p>	<p>5 第1項第13号に規定する装置のうち、恒設のモニタリング設備については、非常用電源設備に接続するか、無停電電源装置などにより電源復旧までの期間の電気の供給を担保できる設計であること。また、必要な情報を原子炉制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。さらに、そのデータ伝送系は多様性を有する設計であること。</p> <p>6 第4項に規定する「計測する装置にあつては、計測結果を表示し、記録し、及びこれを保存する」には、計測、計測結果の表示、記録及び保存を、複数の装置の組み合わせにより実現してもよい。</p> <p>7 第4項に規定する「設計基準事故時の放射性物質の濃度及び線量当量率を計測する主要な装置」とは、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針（昭和56年7月23日原子力安全委員会決定）」に定める放射線計測系の分類1及び</p>

实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	2の計測装置をいう。

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(安全保護装置)</p> <p>第三十五条 発電用原子炉施設には、安全保護装置を次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 運転時の異常な過渡変化が発生する場合又は地震の発生により発電用原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料要素の許容損傷限界を超えないようにできるものであること。</p> <p>二 系統を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性を確保すること。</p> <p>三 系統を構成するチャンネルは、それぞれ互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保すること。</p> <p>四 駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が生じた場合においても、発電用原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、発電用原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できること。</p> <p>五 不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置が講じられているものであ</p>	<p>第35条 (安全保護装置)</p> <p>1 第1号の安全保護装置の機能の確認については、設置許可申請書の添付書類八の設備仕様及び設置許可申請書において評価した運転時の異常な過渡変化の評価の条件に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>2 第3号に規定する「独立性を確保すること」とは、チャンネル間の距離、バリア、電氣的隔離装置等により、相互を分離することをいう。</p> <p>3 第5号に規定する「必要な措置が講じられているものであること」とは、外部ネットワークと物理的な分離又は機能的な分離を行うこと、有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ること。</p> <p>六 計測制御系の一部を安全保護装置と共用する場合には、その安全保護機能を失わないよう、計測制御系から機能的に分離されたものであること。</p> <p>七 発電用原子炉の運転中に、その能力を確認するための必要な試験ができるものであること。</p> <p>八 運転条件に応じて作動設定値を変更できるものであること。</p>	<p>及びウイルス等の侵入を防止すること、物理的及び電氣的アクセスの制限を設けることにより、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることをいう。なお、ソフトウェアの内部管理を強化するために、ウイルス等によるシステムの異常動作を検出させる場合には以下の機能を有すること。</p> <p>(1) ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能を設ける場合には、ウイルス等を検知した場合に運転員等へ告知すること。</p> <p>(2) ウイルス等によるシステムの異常動作を検出する機能は、安全保護装置の機能に悪影響を及ぼさないこと。</p> <p>4 デジタル安全保護系の適用に当たっては、日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC 4620-2008) (以下「JEAC4620」という。) 5. 留意事項を除く本文、解説-4から6まで、解説-8及び解説-11から18まで並びに「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG 4609-2008) 本文及び解説-9に以下の要件を付したものであること。ただし、「デジタル」は「デジタル」と読み替えること。</p> <p>(1) JEAC4620の4. 1の適用に当たっては、運転時の異常な過渡変化が生じる場合又は地震の発生等により原子炉の運転に支障が生じる場合において、原子炉停止系統及び工学的安全施設と</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>併せて機能することにより、燃料許容損傷限界を超えないよう安全保護系の設定値を決定すること。</p> <p>(2) JEAC4620の4. 18. 3において検証及び妥当性確認の実施に際して作成された文書は、4. 18. 2の構成管理計画の中に文書の保存を定め、適切に管理すること。</p> <p>(3) JEAC4620の4. 8における「想定される電源擾乱、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮した設計とすること」を「想定される電源擾乱、サージ電圧、電磁波等の外部からの外乱・ノイズの環境条件を考慮して設計し、その設計による対策の妥当性が十分であることを確認すること」と読み替えること。</p> <p>(4) JEAC4620の4. 5及び解説－6の適用に当たっては、デジタル安全保護系は、試験時を除き、計測制御系からの情報を受けないこと。試験時に、計測制御系からの情報を受ける場合には、計測制御系の故障により、デジタル安全保護系が影響を受けないよう措置を講じること。</p> <p>デジタル安全保護系及び計測制御系の伝送ラインを共用する場合、通信をつかさどる制御装置は発信側システムの装置とすること。</p> <p>(5) JEAC4620の4. 16の「外部からの影響を防止し得る設計」を「外部影響の防止された設備」と読み替えること。</p> <p>(6) JEAC4620の4. における安全保護機能に相応した高い信頼性</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>を有するとは、デジタル安全保護系のトリップ失敗確率及び誤トリップする頻度を評価し、従来型のものと比較して同等以下とすること。また、デジタル安全保護系の信頼性評価において、ハードウェア構成要素に異常の検出、検出信号の伝送、入出力信号の処理、演算処理、トリップ信号の伝送、トリップの作動等、評価に必要な構成要素を含むこと。</p> <p>(7) 安全保護系に用いられるデジタル計算機の健全性を実証できない場合、安全保護機能の遂行を担保するための原理の異なる手段を別途用意すること。</p> <p>(「日本電気協会「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程 (JEAC 4620-2008)」及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針 (JEAG 4609-2008)」に関する技術評価書 (平成23年1月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p> <p>第三十六条 発電用原子炉施設には、反応度制御系統を施設しなければならない。</p> <p>2 反応度制御系統は、二つ以上の独立した制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する系統を有するものであり、かつ、計画的な出力変化に伴う反応度変化を燃料要素の許容損傷限界を超えることなく制御できる能力を有するものでなければならない。</p> <p>3 原子炉停止系統は、次の能力を有するものでなければならない。</p> <p>一 通常運転時の高温状態において、二つ以上の独立した系統がそれぞれ発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できるものであり、かつ、運転時の異常な過渡変化時の高温状態においても原子炉停止系統のうち少なくとも一つは、燃料要素の許容損傷限界を超えることなく発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。</p> <p>二 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できること。</p> <p>三 一次冷却材喪失その他の設計基準事故時において、少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界へ移行することができ、かつ、</p>	<p>第36条 (反応度制御系統及び原子炉停止系統)</p> <p>1 第3項第1号に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、未臨界を維持できること。キセノン崩壊により反応度が添加された以降の長期的な未臨界の維持は、他の原子炉停止系統(ほう酸注入系)、原子炉の停止能力を備えた原子炉停止系統以外の系統(非常用炉心冷却設備)の作動を含むことができる。</p> <p>2 第3項第2号に規定する「通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における低温状態において、発電用原子炉を未臨界に移行し、及び未臨界を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び一次冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ原子炉を低温状態で未臨界に移行して維持できること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>少なくとも一つは、発電用原子炉を未臨界に維持できること。</p> <p>この場合において、非常用炉心冷却設備その他の発電用原子炉施設の安全性を損なうおそれがある場合に作動する設備の作動に伴って注入される液体制御材による反応度価値を加えることができる。</p> <p>四 制御棒を用いる場合にあっては、反応度価値の最も大きな制御棒一本が固着した場合においても第一号から第三号までの規定に適合すること。</p> <p>4 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象（発電用原子炉に反応度が異常に投入される事象をいう。）に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、かつ、炉心の冷却機能を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉圧力容器内部構造物の損壊を起こさないものでなければならない。</p>	<p>3 第3項第4号に規定する「制御棒1本が固着した場合」とは、制御棒1本が、完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないことをいう。</p> <p>なお、ABWRにあっては、同一の水圧制御ユニットに属する制御棒1組又は1本の固着を考慮すること。また、固着時にあっても第3項1号から3号の要求事項が満たされる必要がある。</p> <p>4 第4項の規定は、設置（変更）許可申請書における「制御棒飛び出し（PWR）」、「制御棒落下（BWR）」の評価で想定した下記の内容を確認することにより確認できる。</p> <p><b>【BWR】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・制御棒引抜手順が定められていること</li> <li>・定められた制御棒引抜手順に沿った操作が行われていることを制御棒価値ミニマイザ又はそれに替わる運用管理によって確認できること</li> <li>・制御棒落下速度を制限する装置</li> </ul> <p><b>【PWR】</b></p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>5 制御棒、液体制御材その他の反応度を制御する設備は、通常運転時における圧力、温度及び放射線に起因する最も厳しい条件において、必要な物理的及び化学的性質を保持するものでなければならない。</p>	<p>・制御棒挿入限界</p> <p>5 第5項に規定する「必要な物理的及び化学的性質」とは、物理的性質については耐放射線性、寸法安定性、耐熱性、核性質をいい、化学的性質については耐食性、化学的安定性をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(制御材駆動装置)</p> <p>第三十七条 制御材を駆動する装置は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できるものであること。</p> <p>二 発電用原子炉の通常運転時において制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないものであること。</p>	<p>第37条 (制御材駆動装置)</p> <p>1 第1号に規定する「発電用原子炉の特性に適合した速度で制御材を駆動できる」とは、発電用原子炉の緊急停止時に制御棒の挿入による時間（この間に炉心に加えられる負の反応度）が、当該原子炉の燃料及び原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷を防ぐために適切な値となるような速度で炉心内に挿入されること。ここで、緊急停止時の制御棒の挿入時間は、設置（変更）許可申請書添付書類八の仕様及び設置（変更）許可申請書における運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の評価で設定した時間を満たしていること。</p> <p>2 第2号に規定する「制御棒の異常な引き抜きが発生した場合においても、燃料要素の許容損傷限界を超える速度で駆動できないもの」とは、「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」により、制御棒が異常に引き抜かれた場合でも、燃料の許容損傷限界を超えないよう引抜速度が制限されていること。この場合において、設置（変更）許可申請書において評価した「原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き」及び「出力運転中の制御棒の異常な引き抜き」の評価の条件</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>三 制御棒の駆動動力源が喪失した場合に、発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること。</p> <p>四 制御棒を駆動する装置にあっては、制御棒の挿入その他の衝撃により制御棒、燃料体、反射材その他の炉心を構成するものを損壊しないものであること。</p>	<p>として設定した制御棒引抜速度に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>3 第3号に規定する「発電用原子炉の反応度を増加させる方向に制御棒を動作させないものであること」とは、次の各号のいずれかに適合するものまたはこれと同等であること。</p> <p>一 BWRにおいては、次によること。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・水圧駆動による制御棒駆動装置にあっては、動力源としての制御棒駆動水ポンプ等による水圧が喪失した場合において、ラッチ機構により制御棒は現状位置に保持されること。</li> <li>・電動駆動による制御棒駆動装置にあっては、電磁ブレーキ等を有することにより、動力電源喪失時も現状位置に保持される機構を有すること。</li> </ul> <p>二 PWRにおいては、制御棒駆動装置の動力源がなくなると制御棒は自重で落下すること。</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉制御室等)</p> <p>第三十八条 発電用原子炉施設には、原子炉制御室を施設しなければならない。</p> <p>2 原子炉制御室には、反応度制御系統及び原子炉停止系統に係る設備を操作する装置、非常用炉心冷却設備その他の非常時に発電用原子炉の安全を確保するための設備を操作する装置、発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置、主要計測装置の計測結果を表示する装置その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置（第四十七条第一項に規定する装置を含む。）を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。</p>	<p>第38条（原子炉制御室等）</p> <p>1 第2項に規定する「発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な機械又は器具の動作状態」とは次の状態をいう。</p> <p>(1) 発電用原子炉の制御棒の動作状態</p> <p>(2) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要なポンプの起動・停止状態</p> <p>(3) 発電用原子炉及び一次冷却系統に係る主要な弁の開閉状態</p> <p>2 第2項に規定する「その他の発電用原子炉を安全に運転するための主要な装置」とは、警報装置、機械器具を操作する装置及び機械器具の動作状況を表示する装置をいう。</p> <p>3 第2項に規定する「主要計測装置の計測結果を表示する装置」とは、発電用原子炉の炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器バウンダリ並びにこれらに関する系統の健全性を確認するために必要なパラメータを計測する装置であって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、中性子束、制御棒位置、一次冷却系統の圧力、温度、流量、水位等の重要なパラメータを計測し、かつ監視できる設備をいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>4 第2項に規定する「第47条第1項に規定する装置」を「集中し」施設するに当たり、当該設備の専用制御場所に集中して警報表示する場合は、原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。また、複数の発電用原子炉で廃棄物処理設備等を共用する場合にあっては、当該設備の属するいずれかの発電用原子炉の原子炉制御室に一括して警報表示してもよい。</p> <p>5 第35条に規定する安全保護装置及びそれにより駆動又は制御される機器については、バイパス状態、使用不能状態について表示すること等により運転員が的確に認知できること。</p> <p>6 第2項に規定する安全設備を運転中に試験するため、電動弁用電動機に熱的過負荷保護装置（以下「保護装置」という。）を使用する場合には、保護装置の使用状態又は不使用状態を運転員が的確に識別できるように、表示装置が設けられていること。ただし、保護装置が常時使用され、事故時にのみ自動的にバイパスされるように設計されている場合、又は保護装置が事故時において不要な作動をしないように設定されている場合は、同表示装置の設置は不要である。</p> <p>7 第2項に規定する「誤操作することなく適切に運転操作することができる」とは「原子炉制御室における誤操作防止のための設備面</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>3 原子炉制御室には、発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置を施設しなければならない。</p> <p>4 発電用原子炉施設には、火災その他の異常な事態により原子炉制御室が使用できない場合に、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉の運転を停止し、かつ、安全な状態に維持することができる装置を施設しなければならない。</p> <p>5 原子炉制御室及びこれに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障その他の異常が発生した場合に発電用原子炉の運転の停止その他の発電用原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切な防護措置</p>	<p>への要求事項(別記-7)」によること。</p> <p>8 第3項に規定する「発電用原子炉施設の外部の状況を把握するための装置」とは、発電用原子炉施設に迫る津波等の自然現象をカメラの映像等により昼夜にわたり監視できる装置をいう。</p> <p>9 第4項に規定する「原子炉制御室以外の場所」とは、原子炉制御室を構成する区画壁の外であって、原子炉制御室退避の原因となった居住性の悪化の影響が及ぶおそれがない程度に隔離された場所をいい、「安全な状態に維持することができる装置」とは、原子炉制御室以外の場所から発電用原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止できる機能を有した装置であること。</p> <p>10 第5項に規定する「これに連絡する通路並びに運転員その他の従事者が原子炉制御室に出入りするための区域」とは、一次冷却系統に係る施設の故障、損壊等が生じた場合に原子炉制御室に直交替等のため入退域する通路及び区域をいう。</p> <p>11 第5項においては、原子炉制御室等には事故・異常時においても従事者が原子炉制御室に立ち入り、一定期間滞在できるように放射線に係る遮蔽壁、放射線量率の計測装置の設置等の「適切な放射線防護措置」が施されていること。この「放射線防護措置」として</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>を講じなければならない。</p>	<p>は必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。「一定期間」とは、運転員が必要な交替も含め、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に過度の被ばくなしにとどまり、必要な操作を行う期間をいう。</p> <p>1 2 第5項に規定する「遮蔽その他の適切な放射線防護措置」とは、一次冷却材喪失等の設計基準事故時に、原子炉制御室内にとどまり必要な操作、措置を行う運転員が過度の被ばくを受けないよう施設し、運転員が原子炉制御室に入り、とどまる間の被ばくを「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第8条における緊急時作業に係る線量限度100mSv以下にできるものであることをいう。</p> <p>この場合における運転員の被ばく評価は、判断基準の線量限度内であることを確認すること。被ばく評価手法は、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）」（平成21・07・27原院第1号（平成21年8月12日原子力安全・保安院制定））（以下「被ばく評価手法（内規）」という。）に基づくこと。</p> <p>チャコールフィルターを通らない空気の原子炉制御室への流入量については、被ばく評価手法（内規）に基づき、原子炉制御室換気設備の新設の際、原子炉制御室換気設備再循環モード時における再循環対象範囲境界部での空気の流入に影響を与える改造の際、及</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>6 原子炉制御室には、酸素濃度計を施設しなければならない。</p>	<p>び、定期的に測定を行い、運転員の被ばく評価に用いている想定した空気量を下回っていることを確認すること。</p> <p>1 3 第5項に規定する「換気設備の隔離その他の適切な防護措置」とは、原子炉制御室外の火災等により発生した有毒ガスを原子炉制御室換気設備によって取り入れないように外気との連絡口は遮断可能であること、また、隔離時の酸欠防止を考慮して外気取入れ等の再開が可能であること。その他適切な防護措置とは、必ずしも設備面の対策のみではなく防護具の配備、着用等運用面の対策も含まれる。</p> <p>1 4 第6項に規定する「酸素濃度計」は、設計基準事故時において、外気から原子炉制御室への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障のない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(廃棄物処理設備等)</p> <p>第三十九条 工場等には、次に定めるところにより放射性廃棄物を処理する設備（排気筒を含み、次条及び第四十三条に規定するものを除く。）を施設しなければならない。</p> <p>一 周辺監視区域の外の空气中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の濃度が、それぞれ原子力規制委員会の定める濃度限度以下になるように発電用原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有するものであること。</p> <p>二 放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備と区別して施設すること。ただし、放射性廃棄物以外の流体状の廃棄物を流体状の放射性廃棄物を処理する設備に導く場合において、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物以外の廃棄物を取り扱う設備に逆流するおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>三 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であり、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食</p>	<p>第39条（廃棄物処理設備等）</p> <p>1 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物」とは、液体状の放射性廃棄物及び液体にスラッジ等の固体が混入している状態のものをいう（以下、本解釈において同じ。）。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とは、流体状の放射性廃棄物に係る廃棄設備のうち、流体状の放射性廃棄物を処理する樹脂塔、熱交換器、濃縮器、ポンプ、タンク（処理の過程で一時的に貯蔵するもの）、弁等の機器をいい、貯蔵する設備（長期間貯蔵するタンク等）以外の設備をいう。なお、廃棄物処理設備に該当するタンク類としては、機器ドレンタンク、床ドレンタンクが含まれる。</p> <p>3 第1項第3号に規定する「その他の負荷」とは、不純物の影響をいう。（技術基準規則第40条第1項第3号も同じ。）</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>しないものであること。</p> <p>四 気体状の放射性廃棄物を処理する設備は、第四十三条第三号の規定に準ずるほか、排気筒の出口以外の箇所において気体状の放射性廃棄物を排出しないこと。</p> <p>五 流体状の放射性廃棄物及び原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物を工場等内において運搬するための容器は、取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p> <p>六 前号の容器は、内部に放射性廃棄物を入れた場合に、放射線障害を防止するため、その表面の線量当量率及びその表面から一メートルの距離における線量当量率が原子力規制委員会の定める線量当量率を超えないよう、遮蔽できるものであること。ただし、管理区域内においてのみ使用されるものについては、この限りでない。</p>	<p>4 第1項第5号で対象とする「流体状の放射性廃棄物」は、内包する流体の放射性物質の濃度が<math>37\text{mBq}/\text{cm}^3</math>（流体が液体の場合にあっては、<math>37\text{kBq}/\text{cm}^3</math>）以上のもの（クラス3相当）をいう。</p> <p>5 第1項第5号に規定する「原子炉冷却材圧力バウンダリ内に施設されたものから発生する高放射性の固体状の放射性廃棄物」とは、炉内構造物取替工事により発生するシュラウド等、高線量（除染等により線量低減ができるものは除く）の主要な固体状放射性廃棄物をいう。</p> <p>なお、「高線量の主要な固体放射性廃棄物」とは、構内輸送する固体放射性廃棄物の放射エネルギーが科技庁告示第5号第3条第1号に規定する<math>A_1</math>値又は<math>A_2</math>値（2種類以上の放射性物質がある場合にあっては、それらの放射性物質の放射エネルギーのそれぞれその放射性物質についての<math>A_1</math>値又は<math>A_2</math>値に対する割合の和が1）を超えるものをいう。</p> <p>6 第1項第5号に規定する「取扱中における衝撃その他の負荷に耐え、かつ、容易に破損しないものであること」とは、「実用発電用</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>2 流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設（流体状の放射性廃棄物の漏えいが拡大するおそれがある部分に限る。以下この項において同じ。）は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 放射性廃棄物処理施設内部の床面及び壁面は、流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p>	<p>原子炉の設置、運転等に関する規則第88条第1項第3号ロに規定されている「容易かつ安全に取扱うことができ、かつ、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動等により、亀裂、破損等が生じるおそれがないもの」であること。</p> <p>また、流体状の放射性廃棄物を運搬する容器は、技術基準規則第17条のクラス3容器の規定を満足すること。主要な固体状放射性廃棄物を運搬する容器については、同規則第40条第1項第2号及び第3号の規定を満足すること。</p> <p>7 第2項に規定する「流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される放射性廃棄物処理施設」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される建屋全部をいう（技術基準規則第40条において同じ）。また、「漏えいが拡大するおそれがある部分に限る」とは、流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置される施設内であっても、流体状の放射性物質が流入するおそれがない場所であって流体状の放射性廃棄物を処理する設備が設置されていない場所（例えば廃棄設備の制御室、換気空調室、電気室等）及び二重管構造等により流体状の放射性廃棄物が漏えいし難い構造となっている場所を適用除外にすることができる。</p> <p>8 第2項第1号に規定する「漏えいし難い構造」とは、適切な高さまでの壁面、床面全部及び両者の接合部には耐水性を有する塗料が</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>二 放射性廃棄物処理施設内部の床面は、床面の傾斜又は床面に設けられた溝の傾斜により流体状の放射性廃棄物が排液受け口に導かれる構造であり、かつ、流体状の放射性廃棄物（気体状のものを除く。以下同じ。）を処理する設備の周辺部には、流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するための堰が施設されていること。</p> <p>三 放射性廃棄物処理施設外に通じる出入口又はその周辺部には、流体状の放射性廃棄物が放射性廃棄物処理施設外へ漏えいすることを防止するための堰が施設されていること。ただし、放射性廃棄物処理施設内部の床面が隣接する発電用原子炉施設の床面又は地表面より低い場合であって、放射性廃棄物処理施設外へ漏えいするおそれがない場合は、この限りでない。</p>	<p>塗布されていること、並びに漏えい防止措置の必要な床面及び壁面の貫通部にはラバーブーツ又はモルタル等の充填が施されていること等、堰の機能を失わせないように適切な耐漏えい措置が施された構造とすること（技術基準規則第40条において同じ。）</p> <p>9 第2項第2号に規定する「漏えいの拡大を防止するための堰」とは、ポンプのシールがリークした時、機器のメンテナンス時又は除染時等に飛散する液体状の放射性廃棄物が広範囲に拡大することを防止するために設けるものをいい、排水溝、床面段差等堰と同様の効果を有するものを含む。</p> <p>10 第2項第3号に規定する「施設外へ漏えいすることを防止するための堰」とは、処理する設備に係わる配管について、長さが当該設備に接続される配管の内径の1/2、幅がその配管の肉厚の1/2の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大の漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺近傍に設けること。この場合の仮定は堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備に1ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンフ</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>四 工場等外に排水を排出する排水路（湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないもの並びに排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設するものを除く。）上に放射性廃棄物処理施設内部の床面がないよう、施設すること。</p> <p>3 第一項第五号の流体状の放射性廃棄物を運搬するための容器は、第二項第三号に準じて流体状の放射性廃棄物の漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない。ただし、管理区域内においてのみ使用されるもの及び漏えいするおそれがない構造のものは、この限りでない。</p>	<p>アンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。</p> <p>1 1 第2項第4号に規定する「湧水に係るものであって放射性物質により汚染するおそれがある管理区域内に開口部がないものを除く。」とは、自然発生的に地下から大量に湧き出し、この排出を止めることが技術的に不可能な湧水に係る排水路は、放射性物質により汚染するおそれがある管理区域に開口部がない場合には本号を適用除外することができる。</p> <p>1 2 第3項における「漏えいの拡大を防止するように施設しなければならない」とは、第2項第3号に準じて運搬容器の周辺に堰、受皿（トレイ）、吸収材を設置すること。</p> <p>「漏えいするおそれのない構造」とは、胴の二重容器構造やフランジ部の二重Oリング構造とすることを含む。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(廃棄物貯蔵設備等)</p> <p>第四十条 放射性廃棄物を貯蔵する設備は、次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 通常運転時に発生する放射性廃棄物を貯蔵する容量があること。</p> <p>二 放射性廃棄物が漏えいし難い構造であること。</p> <p>三 崩壊熱及び放射線の照射により発生する熱に耐え、かつ、放射性廃棄物に含まれる化学薬品の影響その他の負荷により著しく腐食しないこと。</p> <p>2 固体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される発電用原子炉施設は、放射性廃棄物による汚染が広がらないように施設しなければならない。</p> <p>3 前条第二項の規定は、流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備が設置される放射性廃棄物処理施設について準用する。この場合において、「流体状の放射性廃棄物を処理する設備」とあるのは「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」と読み替えるものとする。</p>	<p>第40条 (廃棄物貯蔵設備等)</p> <p>1 第1項第1号に規定する「貯蔵する容量」とは、発生量と処理能力、設備の稼働率を想定したものであること。</p> <p>2 第2項に規定する「汚染が広がらないように施設」とは、ドラム缶に詰める等汚染拡大防止措置を講じること。</p> <p>3 第3項に規定する「流体状の放射性廃棄物を貯蔵する設備」とは、貯蔵タンク等で、内包する放射性廃棄物の濃度が<math>37\text{ Bq/cm}^3</math>を超える設備をいう。ただし、当該設備に係る床ドレンサンプの容量が貯蔵容量を超える設備は適用除外とすることができる。</p> <p>また、第3項は第39条第2項の解釈8、9、11を準用するものとし、この場合「処理する」を「貯蔵する」と読み替えるものとする。</p> <p>4 堰の設置に関しては、漏えいの拡大を防止するための堰として、貯蔵する設備について、長さが当該設備に接続される配管の内径の</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>1 / 2、幅がその配管の肉厚の 1 / 2 の大きさの開口を当該設備と当該配管との接合部近傍に仮定したとき、開口からの流体状の放射性廃棄物の漏えい量のうち最大漏えい量をもってしても、流体状の放射性廃棄物の漏えいが広範囲に拡大することを防止するため、当該貯蔵設備の周辺に近傍に設けるものをいう。この場合の仮定は、堰の能力を算定するためにのみに設けるものであり、開口は施設内の貯蔵設備 1 ヶ所想定し、漏えい時間は漏えいを適切に止めることができるまでの時間とし、床ドレンファンネルの排出能力は考慮できるものとする。ただし、床ドレンファンネルの排出機能を期待する場合は、その機能が確実なものでなければならない。</p> <p>また、施設外へ漏えいすることを防止するための堰は、漏えいの拡大を防止するための堰の想定に加え、開口を仮定する貯蔵設備が設置されている区画内の床ドレンファンネルが排出機能を喪失したとしても、流体状の放射性廃棄物の施設外への漏えいを防止できる能力をもつものとする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(放射性物質による汚染の防止)</p> <p>第四十一条 発電用原子炉施設のうち、人が頻繁に出入りする建物の内部の壁、床その他の放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分の表面は、放射性物質による汚染を除去し易いものでなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、人が触れるおそれがある物の放射性物質による汚染を除去する設備を施設しなければならない。</p> <p>3 放射性物質により汚染されるおそれがある管理区域内に開口部がある排水路であって、工場等外に排水を排出するものには、排水監視設備及び放射性物質を含む排水を安全に処理する設備を施設しなければならない。</p>	<p>第41条 (放射性物質による汚染の防止)</p> <p>1 第1項に規定する「放射性物質により汚染されるおそれがある部分であって、人が触れるおそれがある部分」とは、管理区域内で人が頻繁に出入りする場所の床面、壁面（人が触れるおそれがある高さまで）、手摺、梯子をいう。また「表面は、放射性物質による汚染を除去し易いもの」とは、当該表面が平滑に施工されていること。</p> <p>2 第3項に規定する「排水監視設備」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定することができる設備をいい、排出する排水が間欠的であるものはサンプリング分析等により、また連続的であるものは連続モニタ等により排水中の放射性物質濃度が測定可能な設備であること。</p> <p>3 第3項に規定する「安全に処理する設備」とは、排水中の放射性物質の濃度に異常を検出した場合には、適切な処理により排水中の放射性物質の濃度を低下させ、周辺監視区域の外側の境界における水中の放射性物質の濃度が「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」第9条に定める濃度限度を超えないようにできる設備であること。（技術基準規則第39条第2項及び第40条第3項において同じ。）</p> <p>ここで、「適切な処理」とは、排水中の放射性物質の濃度を測定し、放射性物質の濃度の異常を検出した場合には、当該排水の排</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>出をすみやかに停止することができ、ろ過、蒸発、イオン交換樹脂法等による吸着、放射能の時間による減衰、多量の水による希釈等の方法により排出中の放射性物質の濃度をできるだけ低下させること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(生体遮蔽等)</p> <p>第四十二条 設計基準対象施設は、通常運転時において発電用原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による工場等周辺の空間線量率が原子力規制委員会の定める線量限度を十分下回るように施設しなければならない。</p> <p>2 工場等内における外部放射線による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより生体遮蔽を施設しなければならない。</p> <p>一 放射線障害を防止するために必要な遮蔽能力を有するものであること。</p> <p>二 開口部又は配管その他の貫通部があるものにあつては、必要に応じて放射線漏えい防止措置が講じられていること。</p>	<p>第42条 (生体遮蔽等)</p> <p>1 第1項においては、第2項で規定する従事者の放射線障害を防止するために必要な生体遮蔽等を適切に施設すること及び発電用原子炉施設と周辺監視区域境界までの距離とあいまって、敷地周辺の空間線量率を合理的に達成できる限り低減し、周辺監視区域外における線量限度(年間1 mSv)に比べ十分下回る水準とすること。ここで、「十分下回る水準」とは、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について(平成元年3月27日原子力安全委員会了承)」に記載の空気カーマで年間50 <math>\mu</math>Gy程度をいう。</p> <p>2 第2項第1号に規定する「遮蔽能力を有する」とは、通常運転時の作業員の被ばく線量が適切な作業管理と相まって、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量限度等を定める告示」の第2条及び第6条を満足することをいい、これを遮蔽計算により確認すること。なお、既に供用中の原子力発電施設にあつては、定期的な線量率の測定、従事者の被ばく線量の確認により上記告示を満足していることを確認すること。</p> <p>3 第2項第2号に規定する「放射線漏えい防止措置」としては、次の措置によること。</p> <p>(1) 開口部を設ける場合、人が容易に接近できないような場所</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>三 自重、附加荷重及び熱応力に耐えるものであること。</p>	<p>(通路の行き止まり部、高所等) への開口部設置</p> <p>(2) 貫通部に対する遮蔽補強 (スリーブと配管との間隙への遮蔽材の充填等)</p> <p>(3) 線源機器と貫通孔との位置関係により、貫通孔から線源機器が直視できない措置</p> <p>4 第42条に規定する「生体遮蔽」及び遮蔽設計の具体的仕様に関する規定 (第2項第3号を除く。) は、日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程」(JEAC 4615-2008)の事故時の遮蔽設計に係る事項を除き、本文及び解説4-5に以下の条件を付したものであること。</p> <p>(1) 4. 1. 2の適用に当たっては、「実効線量が1.3 mSv/3月間以下となる区域は管理区域外として設定できる。」を除き、また、「設定にあたっては、管理区域の外側で作業する者」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率の設定に当たっては、その区域で作業する者」と、「超える区域」を「超えるおそれがある区域」と、「運転開始後の放射線管理の運用に支障のないよう」を「従事者の実効線量限度である年間50 mSv及び5年間で100 mSvを超えないように、」と読み替えるものとする。</p> <p>(2) 解説4-5の適用に当たっては、[BWR] (1)の「目的がある」</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>を「ものとする」と、[BWR] (2)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (3)の「2次遮へいの外側区域の」を「2次遮蔽は、その外側の区域における」と、「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「減衰させる」を「減衰させるものとする」と、[BWR] (4)の「外側区域の」を「外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[BWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と、[PWR] (1)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (2)の「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (3)の「管理区域外の」を「管理区域の外側の区域における」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (4)の「補助建屋内」を「補助遮蔽」と、「ものである」を「ものとする」と、[PWR] (5)の「管理区域外の遮へい設計基準線量率以下、及び事故時においても、制御室に留まり事故対策操作を行う従事者が過度の被ばくを受けないように設計する」を「管理区域の外側の区域における遮蔽設計基準線量率以下となるように設計するものとする」と読み替えるものとする。</p> <p>(「日本電気協会「原子力発電所放射線遮へい設計規程</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	(JEAC4615-2008)」に関する技術評価書」(平成23年3月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(換気設備)</p> <p>第四十三条 発電用原子炉施設内の放射性物質により汚染された空気による放射線障害を防止する必要がある場所には、次に定めるところにより換気設備を施設しなければならない。</p> <p>一 放射線障害を防止するために必要な換気能力を有するものであること。</p> <p>二 放射性物質により汚染された空気が漏えい及び逆流し難い構造であること。</p> <p>三 排出する空気を浄化する装置を設ける場合にあつては、ろ過装置の放射性物質による汚染の除去又はろ過装置の取替えが容易な構造であること。</p>	<p>第43条 (換気設備)</p> <p>1 第2号に規定する「漏えいし難い構造」とは、ダクトであつて内包する流体の放射線物質の濃度が<math>3.7\text{ mBq} / \text{cm}^3</math>以上のもの(クラス4管)は、第17条に基づく構造とするとともに第21条の耐圧試験により漏えいし難い構造であることが確認されていることをいう。また、「逆流し難い構造」とは、ファン、逆流防止用ダンパー等を設けることをいう。</p> <p>2 第3号に規定する「ろ過装置」とは、気体状の放射性よう素を除去するよう素(チャコール又は同等品)フィルター及び放射性微粒子を除去する微粒子(高性能粒子又は同等品)フィルターを用いることをいう。</p> <p>3 第3号に規定する「ろ過装置の取替えが容易な構造であること」とは、換気設備がろ過装置交換に必要な空間を有するとともに、必要に応じて梯子等を設置し、ろ過装置の取替えが容易な構造であることをいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>四 吸気口は、放射性物質により汚染された空気を吸入し難いように施設すること。</p>	<p>4 第4号に規定する「汚染された空気を吸入し難い」は、排気筒から十分に離れた位置に設置することをいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(原子炉格納施設)</p> <p>第四十四条 発電用原子炉施設には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないよう、次に定めるところにより原子炉格納施設を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉格納容器にあつては、次に定めるところによること。</p> <p>イ 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること。</p> <p>ロ 原子炉格納容器に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p> <p>ハ 原子炉格納容器を貫通する箇所及び出入口は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。</p> <p>二 原子炉格納容器を貫通して取り付ける管には、次により隔離</p>	<p>第44条 (原子炉格納施設)</p> <p>1 第1号イに規定する「想定される最大の圧力及び最高の温度に耐えること」とは、安全評価指針付録1の3.4に示す下記の2項目の解析の条件により確認できる。</p> <p>a) 原子炉冷却材喪失 (PWR、BWR)</p> <p>b) 動荷重の発生 (BWR)</p> <p>2 第1号ハに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)2.5に定めるB種試験ができること。なお、総合漏えい率の判定基準に見込む「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。(「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>(原子炉格納容器隔離弁)</p> <p>3 第2号に規定する「閉鎖隔離弁(ロック装置が付されているもの</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>弁（閉鎖隔離弁（ロック装置が付されているものに限る。）又は自動隔離弁（隔離機能がない逆止め弁を除く。）をいう。以下同じ。）を設けること。</p> <p>イ 原子炉格納容器に取り付ける管であって原子炉格納容器を貫通するものには、当該貫通箇所の内側及び外側であって近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。</p> <p>ロ イの規定にかかわらず、次に掲げるところにより隔離弁を施設することをもって、イの規定による隔離弁の設置に代えることができる。</p> <p>（１） 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく、かつ、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊の際に損壊するおそれがない管又は一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常の際に構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管にあつては、貫通箇所の内側又は外側の近接した箇所に一個の隔離弁を施設すること。</p>	<p>に限る。）」とはキーロックにて管理されている遠隔操作閉止弁及びチェーンロックにて管理されている手動弁も含む。</p> <p>4 第２号に規定する「自動隔離弁」とは、次のいずれかの設備をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・安全保護装置からの信号により、自動的に閉鎖する動力駆動による隔離弁</li> <li>・隔離機能を有する逆止弁（強制閉鎖装置が付設しているもの、又は、逆止弁に対する逆圧が全て喪失した場合にあつても必要な隔離機能が重力等に維持される逆止弁）</li> </ul> <p>5 第２号ロ（１）に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設内及び原子炉格納容器内に開口部がなく」とは、原子炉格納容器の内側で閉じた系を構成する管をいう。この場合において、隔離弁は遠隔操作にて閉止可能な弁でもよい。</p> <p>6 第２号ロ（１）に規定する「構造上内部に滞留する液体により原子炉格納容器内の放射性物質が外部へ漏えいするおそれがない管」は、以下の要件を満たすこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 原子炉冷却材喪失事故時においても原子炉格納容器内において水封が維持されること</li> <li>－ 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること</li> </ul>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(2) 貫通箇所の内側又は外側に隔離弁を設ける場合には、一方の側の設置箇所における管であって、湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるものにあつては、貫通箇所の外側であつて近接した箇所に二個の隔離弁を施設すること。</p> <p>(3) 前二号の規定にかかわらず、配管に圧力開放板を適切に設ける場合には、原子炉格納容器の内側又は外側に通常時において閉止された一個の隔離弁を設けること。</p> <p>ハ イ及びロの規定にかかわらず、次の場合には隔離弁を設けることを要しない。</p> <p>(1) 設計基準事故及び重大事故等の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を損なうおそれがあり、かつ、当該系統の配管により原子炉格納容器の隔離機能が失われない場合</p>	<p>一 格納容器外へ導かれた水の漏えいによる放射性物質の放出量が、原子炉冷却材喪失事故の格納容器内気相部からの漏えいによる放出量に比べて十分小さいこと</p> <p>7 第2号ロ(2)に規定する「湿気その他の隔離弁の機能に影響を与える環境条件によりその隔離弁の機能が著しく低下するおそれがあると認められるもの」とは、湿気や水滴等により隔離弁の駆動機構等の機能が著しく低下するおそれがある管、配管が狭隘部を貫通する場合であつて貫通部に近接した箇所に設置できないことにより隔離弁の機能が著しく低下するおそれがある管をいう。</p> <p>8 第2号ハ(1)に規定する「配管」とは、第32条で規定する非常用炉心冷却設備又は第44条第3号、第4号(ただし、BWRの非常用ガス処理設備及びPWRのアンユラス空気浄化設備を除く)及び第5号で規定する原子炉格納容器を貫通する配管、その他隔離弁を設けることにより安全性に支障を生じるおそれがある配管をいう。ただし、原則遠隔操作が可能であり、隔離機能を有する弁(事故時</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(2) 計測制御系統施設又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの場合</p> <p>ニ 隔離弁は、閉止後において駆動動力源が喪失した場合においても隔離機能が失われないこと。</p> <p>ホ 隔離弁は、想定される漏えい量その他の漏えい試験に影響を与える環境条件に応じて漏えい試験ができること。</p>	<p>に容易に閉鎖可能であり、運転管理により確実に対応できることが確認されている場合は手動操作弁も含む) を設置すること。</p> <p>9 第2号ハ(2)に規定する「配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているもの」とは、BWRの原子炉压力容器計装用及び格納容器計装用の配管、PWRの格納容器圧力検出用の計測用配管、BWRの制御棒駆動水圧系配管のように安全上重要な計測系配管又は制御系配管であって、口径が小さい配管をいう。</p> <p>ここで、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される一次格納容器を貫通する計測系配管について隔離弁を設けない場合には、オリフイス又は過流量防止逆止弁の設置等流出量抑制対策を講じること。</p> <p>10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008) 2.6に定めるC種試験ができること。なお、総合漏えい率の判定基準に見込む「漏えいの増加要因を考慮した余裕係数」を0.2とすること。</p> <p>(「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」(JEAC4203-2008)に関する技術評価書」(平成21年2月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>三 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の安全性を損なうおそれがある場合は、水素又は酸素の濃度を抑制する設備を施設すること。</p> <p>四 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に原子炉格納容器から気体状の放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、当該放射性物質の濃度を低減する設備（当該放射性物質を格納する設備を含む。）を施設すること。</p>	<p>(原子炉格納容器の可燃性ガスの濃度制御)</p> <p>1 1 第3号に規定する「安全性を損なうおそれがある場合」とは、事故評価期間中に原子炉格納容器内の水素濃度が4%以上、かつ酸素濃度が5%以上であることをいう。</p> <p>1 2 第3号における可燃性ガス濃度制御設備は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。</p> <p>(放射性物質の濃度低減設備)</p> <p>1 3 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置とは具体的には以下の設備をいう。  BWR：格納容器スプレイ設備、非常用ガス処理設備  PWR：格納容器スプレイ設備、アニュラス空気浄化設備  また、「当該放射性物質を格納」するものには、以下の設備も含む。  BWR：原子炉建屋原子炉棟  PWR：アニュラス部  これらの施設に開口部を設ける場合には気密性を確保すること。</p> <p>1 4 第4号に規定する気体状の放射性物質を低減する装置の機能は、設置（変更）許可申請書において評価した当該事象による放射</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>性物質の放出量の評価の条件を確認することにより確認することができる。また当該設備は、設置（変更）許可申請書及び同添付書類八に規定された仕様を満たすものであること。この場合において、設置（変更）許可時の解析条件のうち以下の値に非保守的な変更がないことを確認すること。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) 非常用ガス処理設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ガス処理設備のフィルターのよう素除去効率</li> <li>・ガス処理設備の処理容量</li> </ul> <p>(2) PWR</p> <p>a) アンユラス空気浄化設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・浄化装置のフィルターのよう素除去効率</li> <li>・アンユラス負圧達成時間</li> <li>・浄化装置の処理容量</li> </ul> <p>15 第4号に規定する「公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合」とは、一次冷却材系統に係る施設の損壊又は故障による敷地境界外の実効線量が「「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会）」「解説 II.3.判断基準について」に規定する線量を超える場合をいう。</p> <p>(原子炉格納容器熱除去装置)</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>五 一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に生ずる原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇により原子炉格納容器の安全性を損なうことを防止するため、原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備（以下「格納容器熱除去設備」という。）を次により施設すること。</p> <p>イ 格納容器熱除去設備は、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに冷却材中の異物の影響の想定される最も厳しい条件下においても、正常に機能すること。</p> <p>ロ 格納容器熱除去設備は、その能力を確認するため、発電用原子炉の運転中に試験ができること。</p>	<p>1 6 第5号に規定する「安全性を損なうこと」とは、一次冷却系統に係る施設の損壊又は故障によるエネルギー放出によって生ずる圧力と温度に原子炉格納容器が耐えられないか又は原子炉格納容器漏えい率が公衆に放射線障害を及ぼすおそれが生ずるほど大きくなることをいう。</p> <p>1 7 第5号イに規定する「想定される最も厳しい条件下」とは、予想される最も小さい有効吸込水頭をいい、格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能については「非常用炉心冷却設備又は格納容器熱除去設備に係るろ過装置の性能評価等について（内規）」（平成20・02・12原院第5号（平成20年2月27日原子力安全・保安院制定））によること。</p> <p>1 8 第5号イに規定する「正常に機能する」とは、具体的には、格納容器熱除去設備の仕様が設置許可申請書添付書類八に規定された仕様を満足するとともに、設置許可申請書における評価条件と比較して非保守的な変更がないことを確認することをいう。</p> <p>1 9 第5号ロに規定する「発電用原子炉の運転中に試験ができる」機器とは、動的機器（ポンプ及び事故時に動作する弁等）をいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(保安電源設備)</p> <p>第四十五条 発電用原子炉施設には、電線路及び当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機からの電力の供給が停止した場合において発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置の機能を維持するため、内燃機関を原動力とする発電設備又はこれと同等以上の機能を有する非常用電源設備を施設しなければならない。</p> <p>2 設計基準対象施設の安全性を確保する上で特に必要な設備には、無停電電源装置又はこれと同等以上の機能を有する装置を施設しなければならない。</p> <p>3 保安電源設備（安全施設へ電力を供給するための設備をいう。）には、第一項の電線路、当該発電用原子炉施設において常時使用される発電機及び非常用電源設備から発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置への電力の供給が停止することがないように、機器の損壊、故障その他の異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置を講じなければならない。</p>	<p>第45条（保安電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保するために必要な装置」とは、以下の装置をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・第2条第2項第9号ホに規定される装置</li> <li>・燃料プール補給水系</li> <li>・第34条第1項第6号に規定する事故時監視計器</li> <li>・原子炉制御室外からの原子炉停止装置</li> <li>・PWRの加圧器逃がし弁（手動開閉機能）及び同元弁</li> <li>・非常用電源設備の機能を達成するための燃料系</li> </ul> <p>2 第2項に規定する「特に必要な設備」とは、非常用炉心冷却系の計測制御用電源設備等をいう。</p> <p>「同等以上の機能を有する装置」とは、直流電源装置をいい、第16条に規定する蓄電池を兼ねて設置してもよい。</p> <p>3 第3項に規定する「常時使用される」とは、主発電機又は非常用電源設備から電気が供給されている状態をいう。また、「異常を検知するとともに、その拡大を防止するために必要な措置」とは、短絡、地絡、母線の低電圧又は過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、保安を確保するために必要な装置への影響を限定できる設計をいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>4 設計基準対象施設に接続する第一項の電線路のうち少なくとも二回線は、それぞれ互いに独立したものであって、当該設計基準対象施設において受電可能なものであって、使用電圧が六万ボルトを超える特別高圧のものであり、かつ、それにより当該設計基準対象施設を電力系統に連系するように施設しなければならない。</p> <p>5 前項の電線路のうち少なくとも一回線は、当該設計基準対象施設において他の回線と物理的に分離して受電できるように施設しなければならない。</p> <p>6 設計基準対象施設に接続する電線路は、同一の敷地内の二以上の発電用原子炉施設を電力系統に連系する場合には、いずれの二回線が喪失した場合においても電力系統からそれらの発電用原子炉施設への電力の供給が同時に停止しないように施設しなければならない。</p> <p>7 非常用電源設備及びその附属設備は、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単</p>	<p>4 第4項に規定する「少なくとも二回線」とは、送受電可能な回線又は受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されることをいう。</p> <p>5 第4項に規定する「互いに独立したもの」とは、2回線以上の電線路の上流側が一つの変電所又は開閉所のみで連系し、当該変電所又は開閉所が停止することによって、発電用原子炉施設に連系する全ての電線路が停止する事態にならないことをいう。</p> <p>6 第5項に規定する「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。</p> <p>7 第7項に規定する「附属設備」には、非常用電源設備の機能を達成するための燃料系を含む。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものでなければならない。</p> <p>8 設計基準対象施設は、他の発電用原子炉施設に属する非常用電源設備から受電する場合には、当該非常用電源設備から供給される電力に過度に依存しないように施設しなければならない。</p>	<p>8 第7項に規定する「工学的安全施設等及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量」とは、工学的安全施設等の設備が必要とする電源が所定の時間内に所定の電圧に到達し、継続的に供給できる容量をいう。工学的安全施設等の設備に継続的に供給できる容量に達する時間は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書において評価した原子炉冷却材喪失事故における工学的安全施設等の設備の作動開始時間を満たすものであるとともに、7日間の外部電源喪失を仮定しても、電力を供給できる容量以上の燃料を敷地内に貯蔵すること。また当該設備は、発電用原子炉設置（変更）許可申請書に規定された仕様を満たすものであること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(緊急時対策所)</p> <p>第四十六条 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊その他の異常が発生した場合に適切な措置をとるため、緊急時対策所を原子炉制御室以外の場所に施設しなければならない。</p>	<p>第46条 (緊急時対策所)</p> <p>1 第46条に規定する「緊急時対策所」の機能としては、一次冷却材喪失事故等が発生した場合において、関係要員が必要な期間にわたり滞在でき、原子炉制御室内の運転員を介さずに事故状態等を正確にかつ速やかに把握できること。また、発電所内の関係要員に指示できる通信連絡設備、並びに発電所外関連箇所と専用であって多様性を備えた通信回線にて連絡できる通信連絡設備及びデータを伝送できる設備を施設しなければならない。さらに、酸素濃度計を施設しなければならない。酸素濃度計は、設計基準事故時において、外気から緊急時対策所への空気の取り込みを、一時的に停止した場合に、事故対策のための活動に支障がない酸素濃度の範囲にあることが正確に把握できるものであること。また、所定の精度を保証するものであれば、常設設備、可搬型を問わない。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>		
<p>(警報装置等)</p> <p>第四十七条 発電用原子炉施設には、その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合、第三十四条第一項第九号の放射性物質の濃度又は同条同項第十二号及び第十三号の線量当量率が著しく上昇した場合又は流体状の放射性廃棄物処理し、又は貯蔵する設備から流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合においてこれらを確実に検出して自動的に警報する装置を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下を確実に検知し、自動的に警報する装置を施設しなければならない。ただし、発電用原子炉施設が、使用済燃料貯蔵槽の水温の著しい上昇又は使用済燃料貯蔵槽の水位の著しい低下に自動的に対処する機能を有している場合は、この限りでない。</p>	<p>第47条 (警報装置等)</p> <p>1 第1項に規定する「警報する装置」とは、表示ランプ点灯だけでなく同時にブザー鳴動等を行うこと。</p> <p>2 第1項における警報すべきそれぞれの場合に対しては、少なくとも以下のものが施設されていること。</p>		
	<p>第47条</p>	<p>BWR</p>	<p>PWR</p>
<p>その機械又は器具の機能の喪失、誤操作その他の異常により発電用原子炉の運転に著しい支障を及ぼすおそれが発生した場合</p>	<p>原子炉水位低又は高</p>	<p>加圧器水位低又は高</p>	
	<p>原子炉圧力高</p>	<p>原子炉圧力高</p>	
	<p>中性子束高</p>	<p>中性子束高</p>	
	<p>原子炉建屋放射能高</p>	<p>原子炉格納容器内放射能高</p>	
	<p>主蒸気管放射能高</p>	<p>復水器排気放射能高</p>	
<p>第34条第1項第9号の放射性物質の濃度又は同条同項第12号及び第13号の線量当量率が著しく上昇した場合</p>	<p>排気筒放射能高</p>	<p>排気筒放射能高</p>	
	<p>エリア放射線モニタ放射能高</p>	<p>エリア放射線モニタ放射能高</p>	
	<p>周辺監視区域放射能高</p>	<p>周辺監視区域放射能高</p>	
<p>流体状の放射性廃棄物処理し、又は貯蔵する設備から</p>	<p>機器ドレン、床ドレンの容器又</p>	<p>機器ドレン、床ドレンの容器又</p>	



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈		
<p>3 発電用原子炉施設には、発電用原子炉並びに一次冷却系統及び放射性廃棄物を処理し、又は貯蔵する設備に係る主要な機械又は器具の動作状態を表示する装置を施設しなければならない。</p> <p>4 工場等には、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障の際に発電用原子炉施設内の人に対し必要な指示ができるよう、警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備を施設しなければ</p>	<p>流体状の放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが発生した場合</p>	<p>はサンプの水位</p>	<p>はサンプの水位</p>
	<p>第34条第1項第14号の水溫が著しく上昇した場合</p>	<p>使用済燃料貯蔵プール水溫高</p>	<p>使用済燃料ピット水溫高</p>
	<p>若しくは水位が著しく下降した場合</p>	<p>使用済燃料貯蔵プール水位低</p>	<p>使用済燃料ピット水位低</p>
	<p>3 第1項に規定する「放射性廃棄物が著しく漏えいするおそれが生じた場合にこれらを確実に検出して」とは、床への漏えい又はそのおそれ（数滴程度の微少漏えいを除く。）を早期に検出するよう、ポンプ及び弁からのシールリーク、タンクからのリーク等により、通常の運転状態から逸脱が生じた場合に、タンク又はサンプの水位の異常変化を検出すること。</p>		
<p>4 第3項における表示すべき動作状態の種類は、ポンプの運転・停止状態、弁の開・閉状態等を、表示方法としては表示ランプの点灯をいう。</p>			
<p>5 第4項に規定する「一次冷却系統に係る発電用原子炉施設の損壊又は故障」とは、事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子施設の損傷又は故障を含む。）に伴い従業員等の一時退避、事故対策の</p>			

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ばならない。</p> <p>5 工場等には、設計基準事故が発生した場合において当該発電用原子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所と通信連絡ができるよう、多様性を確保した専用通信回線を施設しなければならない。</p>	<p>ための集合等を要する事態をいう。</p> <p>6 第4項に規定する「警報装置及び多様性を確保した通信連絡設備」とは、原子炉制御室等から人が立ち入る可能性のある原子炉建屋、タービン建屋等の建屋内外各所の人に操作、作業、退避の指示等の連絡を、ブザー鳴動等により行うことができる設備及び音声により行うことができる設備をいう。</p> <p>7 第5項に規定する「当該発電用原子炉施設外の通信連絡」とは、原子炉制御室等から、使用制限を受けない専用の通信回線を通じて、所外必要箇所への事故の発生等（一次冷却系に係る発電用原子炉施設の損傷又は故障を含む。）に係る連絡をいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(準用)</p> <p>第四十八条 第十七条第十五号の規定及び発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二章の規定は、設計基準対象施設に施設する補助ボイラーについて準用する。</p> <p>2 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、設計基準対象施設に施設するガスタービンについて準用する。</p> <p>3 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第二十五条から第二十九条までの規定は、設計基準対象施設に施設する内燃機関について準用する。</p> <p>4 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令(平成二十四年経済産業省令第七十号)第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、設計基準対象施設に施設する電気設備について準用する。</p>	<p>第48条(準用)</p> <p>1 第1項において準用する第17条第15号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、以下に掲げるものの溶接部をいう。</p> <p>(1) 設計基準対象施設の補助ボイラーに属する容器のうち、次に定める圧力以上の圧力を加えられる部分(以下「耐圧部」)について溶接を必要とするもの</p> <p>イ 水用の容器又は管であって、最高使用温度100℃未満のものについては、最高使用圧力1960kPa</p> <p>ロ 液化ガス(通常の使用状態での温度における飽和圧力が196kPa以上であって現に液体の状態であるもの又は圧力が196kPaにおける飽和温度が35℃以下であって現に液体の状態であるものをいう。以下同じ。)用の容器又は管については、最高使用圧力0kPa</p> <p>ハ イ又はロに規定する容器以外の容器については、最高使用圧力98kPa</p> <p>ニ イ又はロに規定する管以外の管については、最高使用圧力980kPa(長手継手の部分にあつては、490kPa)</p> <p>(2) 設計基準対象施設の補助ボイラーに係る外径150mm以上の管のうち、耐圧部について溶接を必要とするもの</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>2 第1項において準用する第17条第15号の規定に適合する溶接部とは、「溶接規格2007」及び「設計・建設規格2005(2007)」の規定に「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって(別記-5)」の要件を付したものに適合した溶接部をいう。 (「日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格(2007年版)(JSME S NB1-2007)」に関する技術評価書」及び「日本機械学会「発電用原子力設備規格設計・建設規格」(2007年追補版)に関する技術評価書」(平成20年10月原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構取りまとめ))</p> <p>3 ガスタービンの附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p> <p>4 内燃機関の附属設備に属する容器及び管は発電用原子炉施設に含まれることから、第17条、第20条及び第21条によりそれぞれ材料及び構造、安全弁等並びに耐圧試験の規定が適用される。</p> <p>6 火力省令の準用に当たっては、「発電用火力設備の技術基準の解釈」の該当部分によること。</p> <p>7 原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準を定める省令(平成24年9月経済産業省令第七十号)の準用に当たっては、「原子力発電工作物に係る電気設備の技術基準の解釈」(原規技発第1306199号(平成25年6月19日原子力規制委員会決定))の該</p>

实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	当部分によること。

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>第三章 重大事故等対処施設</p> <p>(重大事故等対処施設の地盤)</p> <p>第四十九条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定める地盤に施設しなければならない。</p> <p>一 重大事故防止設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故防止設備」という。）であって、耐震重要施設に属する設計基準事故対処設備が有する機能を代替するもの（以下「常設耐震重要重大事故防止設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p> <p>三 重大事故緩和設備のうち常設のもの（以下「常設重大事故緩和設備」という。）が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力が作用した場合においても当該重大事故等対処施設を十分に支持す</p>	<p>第3章 重大事故等対処施設</p> <p>第49条（重大事故等対処施設の地盤）</p> <p>1 第49条の適用に当たっては、第4条の解釈に準ずるものとする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ることができる地盤</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力が作用した場合及び基準地震動による地震力が作用した場合においても当該特定重大事故等対処施設を十分に支持することができる地盤</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(地震による損傷の防止)</p> <p>第五十条 重大事故等対処施設は、次に掲げる施設の区分に応じ、それぞれ次に定めるところにより施設しなければならない。</p> <p>一 常設耐震重要重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>二 常設耐震重要重大事故防止設備以外の常設重大事故防止設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐えること。</p> <p>三 常設重大事故緩和設備が設置される重大事故等対処施設（特定重大事故等対処施設を除く。） 基準地震動による地震力に対して重大事故に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>四 特定重大事故等対処施設 設置許可基準規則第四条第二項の規定により算定する地震力に十分に耐え、かつ、基準地震動による地震力に対して重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>2 重大事故等対処施設（前項第二号の重大事故等対処施設を除く。）が設置許可基準規則第四条第三項の地震により生ずる斜面の崩壊によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損</p>	<p>第50条（地震による損傷の防止）</p> <p>1 第50条の適用に当たっては、第5条の解釈に準ずるものとする。</p> <p>2 第1項第2号に規定する「設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、設置許可基準規則解釈第39条2の地震力とする。</p> <p>3 第1項第4号に規定する「設置許可基準規則第4条第2項の規定により算定する地震力」とは、設置許可基準規則解釈第39条3の地震力とする。</p>



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(津波による損傷の防止)</p> <p>第五十一条 重大事故等対処施設が基準津波によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないよう、防護措置その他の適切な措置を講じなければならない。</p>	<p>第51条 (津波による損傷の防止)</p> <p>1 第51条の適用に当たっては、第6条の解釈に準ずるものとする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(火災による損傷の防止)</p> <p>第五十二条 重大事故等対処施設が火災によりその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれないよう、次に掲げる措置を講じなければならない。</p> <p>一 火災の発生を防止するため、次の措置を講ずること。</p> <p>イ 発火性又は引火性の物質を内包する系統の漏えい防止その他の措置を講ずること。</p> <p>ロ 重大事故等対処施設には、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、次に掲げる場合は、この限りでない。</p> <p>(1) 重大事故等対処施設に使用する材料が、代替材料である場合</p> <p>(2) 重大事故等対処施設の機能を確保するために必要な代替材料の使用が技術上困難な場合であって、重大事故等対処施設における火災に起因して他の重大事故等対処施設において火災が発生することを防止するための措置が講じられている場合</p> <p>ハ 避雷設備その他の自然現象による火災発生を防止するための設備を施設すること。</p> <p>ニ 水素の供給設備その他の水素が内部に存在する可能性がある設備にあつては、水素の燃焼が起きた場合においても重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なわないよう施設すること。</p>	<p>第52条 (火災による損傷の防止)</p> <p>1 第52条の適用に当たっては、第11条の解釈に準ずるものとする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>ホ 放射線分解により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、重大事故等対処施設の重大事故等に対処するために必要な機能を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講ずること。</p> <p>二 火災の感知及び消火のため、火災と同時に発生すると想定される自然現象により、火災感知設備及び消火設備の機能が損なわれることがないように施設すること。</p>	

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(特定重大事故等対処施設)</p> <p>第五十三条 工場等には、次に定めるところにより特定重大事故等対処施設を施設しなければならない。</p> <p>一 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと。</p> <p>二 原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を有すること。</p> <p>三 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生後、発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できること。</p>	<p>第53条 (特定重大事故等対処施設)</p> <p>1 第1号に規定する「原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムに対してその重大事故等に対処するために必要な機能が損なわれるおそれがないこと」とは、以下に規定する設備又はこれと同等以上の効果を有する設備とする。</p> <p>(a) 原子炉建屋及び特定重大事故等対処施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば100m以上）を確保すること、又は故意による大型航空機の衝突に対して頑健な建屋に収納すること。</p> <p>2 特定重大事故等対処施設は、第49条第1項第4号、第50条第1項第4号及び第51条並びに第53条各号のそれぞれの要求事項を満たす施設群から成るが、少なくとも第49条第1項第4号、第50条第1項第4号及び第51条の要求事項を満たす施設は一の施設でなければならない。</p> <p>3 第2号に規定する「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる設備又はこれらと同等以上の効果を有する設備をいう。</p> <p>(a) 以下の機能を有すること。</p> <p>i. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能（例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備）</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<ul style="list-style-type: none"> <li>ii. 炉内の熔融炉心の冷却機能（例えば、原子炉内への低圧注水設備）</li> <li>iii. 原子炉格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能（例えば、原子炉格納容器下部への注水設備）</li> <li>iv. 格納容器内の冷却・減圧・放射性物質低減機能（例えば、原子炉格納容器スプレイへの注水設備）</li> <li>v. 原子炉格納容器の過圧破損防止機能（例えば、格納容器圧力逃がし装置（排気筒を除く））</li> <li>vi. 水素爆発による原子炉格納容器の破損防止機能（必要な原子炉）（例えば、水素濃度制御設備）</li> <li>vii. サポート機能（例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備）</li> <li>viii. 上記設備の関連機能（例えば、減圧弁、配管等）</li> </ul> <p>(b) 上記 3 (a) の機能を制御する緊急時制御室を設けること。</p> <p>(c) 上記 3 (a) の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(d) 重大事故等対処設備（特定重大事故等対処施設を構成するものを除く。）による格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、原子炉制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>(e) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、原子炉制御室及び工場等内緊急時対策所その他の必要箇所との通信連絡を行えるものであること。</p> <p>(f) 電源設備は、「原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定重大事故等対処施設の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬型代替電源設備及び常設代替電源設備のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定重大事故等対処施設に属するが、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合にも活用可能である。</p> <p>4 第3号に規定する「発電用原子炉施設の外からの支援が受けられるまでの間、使用できること」とは、例えば、少なくとも7日間、必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第五十四条 重大事故等対処設備は、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等が発生した場合における温度、放射線、荷重その他の使用条件において、重大事故等に対処するために必要な機能を有効に発揮すること。</p> <p>二 想定される重大事故等が発生した場合において確実に操作できること。</p> <p>三 健全性及び能力を確認するため、発電用原子炉の運転中又は停止中に必要な箇所の保守点検（試験及び検査を含む。）ができること。</p> <p>四 本来の用途以外の用途として重大事故等に対処するために使用する設備にあつては、通常時に使用する系統から速やかに切り替えられる機能を備えること。</p> <p>五 工場等内の他の設備に対して悪影響を及ぼさないこと。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において重大事故等対処設備の操作及び復旧作業を行うことができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。</p>	<p>第54条（重大事故等対処設備）</p> <p>1 第1項から第3項までに規定する「想定される重大事故等」とは、設置許可基準規則解釈第37条において想定する事故シーケンスグループ（炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できるものにあつては、計画された対策が想定するもの。）、想定する格納容器破損モード、使用済燃料貯蔵槽内における想定事故及び想定する運転停止中事故シーケンスグループをいう。</p> <p>2 第1項第3号の規定の適用に当たっては、第15条第2項の解釈に準ずるものとする。</p> <p>3 第1項第5号に規定する「他の設備」とは、設計基準対象施設だけでなく、当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備も含む。</p>



実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>2 常設重大事故等対処設備は、前項の規定によるほか、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量を有すること。</p> <p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用しないこと。ただし、二以上の発電用原子炉施設と共用することによって当該二以上の発電用原子炉施設の安全性が向上する場合であって、同一の工場等内の他の発電用原子炉施設に対して悪影響を及ぼさない場合は、この限りでない。</p> <p>三 常設重大事故防止設備には、共通要因（設置許可基準規則第二条第二項第十八号に規定する共通要因をいう。以下同じ。）によって設計基準事故対処設備の安全機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項の規定によるほか、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 想定される重大事故等の収束に必要な容量に加え、十分に余裕のある容量を有すること。</p> <p>二 常設設備（発電用原子炉施設と接続されている設備又は短時間に発電用原子炉施設と接続することができる常設の設備をいう。以下同じ。）と接続するものにあつては、当該常設設備と容易かつ確実に接続することができ、かつ、二以上の系統又は発電用原子炉施設が相互に使用することができるよう、接続</p>	<p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講ずること」とは、可能な限り多様性を考慮することをいう。</p> <p>5 第3項第1号について、可搬型重大事故等対処設備の容量は、次によること。</p> <p>(a) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型代替電源設備及び可搬型注水設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）にあつては、必要な容量を賄うことができる可搬型重大事故等対処設備を1基あたり2セット以上を持つこと。</p> <p>これに加え、故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを工場等全体で確保する。</p> <p>(b) 可搬型重大事故等対処設備のうち、可搬型直流電源設備等であ</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>部の規格の統一その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>三 常設設備と接続するものにあつては、共通要因によって接続することができなくなることを防止するため、可搬型重大事故等対処設備（原子炉建屋の外から水又は電力を供給するものに限る。）の接続口をそれぞれ互いに異なる複数の場所に設けること。</p> <p>四 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を設置場所に据え付け、及び常設設備と接続することができるよう、放射線量が高くなるおそれが少ない設置場所の選定、設置場所への遮蔽物の設置その他の適切な措置を講ずること。</p> <p>五 地震、津波その他の自然現象又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる影響、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備の配置その他の条件を考慮した上で常設重大事故等対処設備と異なる保管場所に保管すること。</p> <p>六 想定される重大事故等が発生した場合において可搬型重大事故等対処設備を運搬し、又は他の設備の被害状況を把握するため、工場等内の道路及び通路が確保できるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>七 重大事故防止設備のうち可搬型のものには、共通要因によって、設計基準事故対処設備の安全機能、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能若しくは注水機能又は常設重大事故防止設備の重大事</p>	<p>って負荷に直接接続するものにあつては、1 負荷当たり 1 セットに、工場等全体で故障時のバックアップ及び保守点検による待機除外時のバックアップを加えた容量を持つこと。</p> <p>(c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する重大事故等において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止等のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。</p> <p>6 第 3 項第 3 号について、複数の機能で一つの接続口を使用する場合は、それぞれの機能に必要な容量（同時に使用する可能性がある場合は、合計の容量）を確保することができるように接続口を設けること。</p> <p>7 第 3 項第 5 号について、可搬型重大事故等対処設備の保管場所は、故意による大型航空機の衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。又は、故意による大型航空機の衝突に対して頑健性を有すること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>故に至るおそれがある事故に対処するために必要な機能と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講ずること。</p>	

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
<p>(材料及び構造)</p> <p>第五十五条 重大事故等対処設備に属する容器、管、ポンプ若しくは弁又はこれらの支持構造物の材料及び構造は、次に定めるところによらなければならない。この場合において、第一号から第三号まで及び第七号の規定については、使用前に適用されるものとする。</p> <p>一 重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 重大事故クラス等1機器又は重大事故等クラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ 重大事故等クラス1機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ 重大事故等クラス1機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>二 重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。ただし、次に掲げる性能と同等以上の性能を有する場合は、この限りでない。</p> <p>イ 重大事故等クラス2機器又は重大事故等クラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>ロ 重大事故等クラス2機器に使用する材料にあつては、当該機</p>	<p>第55条 (材料及び構造)</p> <p>1 第4号から第6号までの構造強度は、原子炉等規制法第43条の3の14に基づき維持段階にも適用される。</p> <p>2 第1号口及び第2号口に規定する材料にあつては、本規程第17条3を準用することができる。</p> <p>3 第2号に規定する「同等以上の性能を有する場合」には、当該機器及び支持構造物はその設計上要求される強度を確保できるものであることを示すこと。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。</p> <p>ハ 重大事故等クラス2機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>三 重大事故等クラス3機器（重大事故等クラス3容器、重大事故等クラス3管、重大事故等クラス3ポンプ又は重大事故等クラス3弁をいう。以下同じ。）に使用する材料は、当該機器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。</p> <p>四 重大事故等クラス1機器及び重大事故等クラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。</p> <p>イ 重大事故等クラス1機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 重大事故等クラス1機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 重大事故等クラス1管（伸縮継手を除く。）にあつては、設計上定める条件において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ニ 重大事故等クラス1容器及び重大事故等クラス1管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ホ 重大事故等クラス1支持構造物であつて、重大事故等クラス1機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等</p>	<p>4 第3号に規定する「適切な機械的強度及び化学的成分を有すること」とは、例えば、日本工業規格等の適切な規格及び基準に適合する材料とする。完成品として一般産業品の規格基準へ適合している場合（消防法に基づく技術上の規格を満たす消防車等）には、第3号の規定を満たすものと解釈する。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>クラス1 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断及び座屈が生じないこと。</p> <p>五 重大事故等クラス2 機器及び重大事故等クラス2 支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。ただし、次に掲げる性能と同等以上の性能を有する場合は、この限りでない。</p> <p>イ 重大事故等クラス2 機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p> <p>ロ 重大事故等クラス2 機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ハ 重大事故等クラス2 管（伸縮継手を除く。）にあつては、設計上定める条件において、疲労破壊が生じないこと。</p> <p>ニ 重大事故等クラス2 容器及び重大事故等クラス2 管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。</p> <p>ホ 重大事故等クラス2 支持構造物であつて、重大事故等クラス2 機器に溶接により取り付けられ、その損壊により重大事故等クラス2 機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、設計上定める条件において、延性破断及び座屈が生じないこと。</p> <p>六 重大事故等クラス3 機器の構造及び強度は、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。</p>	<p>5 第5号に規定する「同等以上の性能を有する場合」には、当該機器及び支持構造物はその設計上要求される強度を確保できるものであることを示すこと。</p> <p>6 第4号イ、第5号イ及び第6号に規定する「全体的な変形を弾性域に抑えること」とは、本規程第17条6を準用するものをいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>七 重大事故等クラス1容器、重大事故等クラス1管、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管のうち主要な耐圧部の溶接部（溶接金属部及び熱影響部をいう。）は次に定めるところによること。ただし、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管にあつては、次に掲げる性能と同等以上の性能を有する場合は、この限りでない。</p> <p>イ 不連続で特異な形状でないものであること。</p> <p>ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。</p> <p>ハ 適切な強度を有するものであること。</p> <p>ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。</p>	<p>ただし、第6号の重大事故等クラス3機器にあつては、完成品として一般産業品の規格及び基準へ適合している場合（消防法に基づく技術上の規格を満たす消防車等）には、第六号の規定を満たすものと解釈する。</p> <p>7 第1号及び第2号並びに第4号及び第5号の規定に適合する材料及び構造とは、本規程第17条10を準用するものをいう。この場合において、第1号及び第4号の規定の適用に当たって「クラス2」は「重大事故等クラス1」と読み替えるものとし、第2号及び第5号の規定の適用に当たって「クラス2」は「重大事故等クラス2」と読み替えるものとする。</p> <p>8 第7号に規定する「主要な耐圧部の溶接部」とは、本規程第17条15を準用するものをいう。</p> <p>9 第7号イに規定する「不連続で特異な形状でないもの」とは、本規程第17条16を準用するものをいう。</p> <p>10 第7号ロに規定する「溶接による割れが生ずるおそれがなく」とは、本規程第17条17を準用するものをいう。</p> <p>11 第7号ロに規定する「非破壊試験」とは、本規程第17条18</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>を準用するものをいう。</p> <p>1 2 第7号ハに規定する「適切な強度を有する」とは、本規程第17条19を準用するものをいう。</p> <p>1 3 第7号の規定に適合する溶接部とは、本規程第17条20を準用するものをいう。この場合において、重大事故等クラス1容器及び重大事故等クラス1管に係るものにあつては「クラス2」は「重大事故等クラス1」と読み替えるものとする。また、重大事故等クラス2容器及び重大事故等クラス2管に係るものにあつては「クラス2」は「重大事故等クラス2」と読み替えるものとする。</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(使用中の亀裂等による破壊の防止)</p> <p>第五十六条 使用中の重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス1支持構造物、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス2支持構造物には、その破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥があつてはならない。</p>	<p>第56条 (使用中の亀裂等による破壊の防止)</p> <p>1 第56条の適用に当たっては、第18条の解釈に準ずるものとする。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(安全弁等)</p> <p>第五十七条 重大事故等対処施設には、発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止する性能を有する安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊弁を必要な箇所に設けなければならない。</p>	<p>第57条 (安全弁等)</p> <p>1 第57条に規定する「発電用原子炉施設の安全性を確保する上で機器に作用する圧力の過度の上昇を適切に防止する性能を有する安全弁、逃がし弁、破壊板又は真空破壊弁」とは、第20条の規定に準ずるものをいう。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(耐圧試験等)</p> <p>第五十八条 重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で耐圧試験を行ったとき、これに耐え、かつ、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、他の方法により当該圧力に耐え、かつ、圧力を加えた場合に著しい漏えいがないことを確認できる場合は、この限りでない。</p> <p>2 重大事故等クラス1機器、重大事故等クラス2機器及び重大事故等クラス3機器に属する機器は、当該機器の使用時における圧力で漏えい試験を行ったとき、著しい漏えいがないものでなければならない。ただし、他の方法により当該圧力を加えた場合に著しい漏えいがないことを確認できる場合は、この限りでない。</p>	<p>第58条 (耐圧試験等)</p> <p>1 第58条の適用にあたっては、第21条の解釈に準ずるものとする。ただし、重大事故等クラス3機器に係る耐圧試験にあつては、完成品として一般産業品の規格及び基準へ適合している場合（消防法に基づく技術上の規格を満たす消防車等）には、第1項の規定を満たすものと解釈する。</p> <p>2 第1項及び第2項に規定する「他の方法」とは、機器の使用時における圧力で試験を行うことが困難と認められる場合に、評価等の方法を用いて実施する場合をいう。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)</p> <p>第五十九条 発電用原子炉施設には、運転時の異常な過渡変化時において発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリ及び原子炉格納容器の健全性を維持するとともに、発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第59条 (緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備)</p> <p>1 第59条に規定する「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」とは、発電用原子炉が緊急停止していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力又は原子炉圧力等のパラメータの変化から緊急停止していないことが推定される場合のことをいう。</p> <p>2 第59条に規定する「発電用原子炉を未臨界に移行するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) BWR</p> <p>a) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替反応度制御棒挿入回路 (ARI) を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を制御するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動で停止させる装置を整備すること。</p> <p>c) 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備 (SLCS) を整備すること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>(2) PWR</p> <p>a) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」に、原子炉出力を抑制するため、補助給水系ポンプを自動的に起動させる設備及び蒸気タービンを自動で停止させる設備を整備すること。</p> <p>b) 上記1の「発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合」には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施する設備を整備すること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第六十条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない</p>	<p>第60条 (原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>1 第60条に規定する「発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 全交流動力電源喪失・常設直流電源系統喪失を想定し、原子炉隔離時冷却系(RCIC)若しくは非常用復水器(BWRの場合)又はタービン動補助給水ポンプ(PWRの場合)(以下「RCIC等」という。)により発電用原子炉を冷却するため、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を整備すること。</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>i) 現場での可搬型重大事故防止設備(可搬型バッテリー又は窒素ポンベ等)を用いた弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行う可搬型重大事故防止設備等を整備すること。ただし、下記(1)b)i)の人力による措置が容易に行える場合を除く。</p> <p>b) 現場操作</p> <p>i) 現場での人力による弁の操作により、RCIC等の起動及び十分な期間※の運転継続を行うために必要な設備を整備すること。</p> <p>※: 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p data-bbox="1227 288 1966 368">圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間のこと。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)</p> <p>第六十一条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが            高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉            の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子            炉格納容器の破損を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを            減圧するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第61条 (原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備)</p> <p>1 第61条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、            原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するために必要な設備」と            は、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置            を行うための設備をいう。</p> <p>(1) ロジックの追加</p> <p>a) 原子炉水位低かつ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安            全弁を作動させる減圧自動化ロジックを設けること (BWR の            場合)。</p> <p>(2) 可搬型重大事故防止設備</p> <p>a) 常設直流電源系統喪失時においても、減圧用の弁 (逃がし安            全弁 (BWR の場合) 又は主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁            (PWR の場合)) を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減            圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬型代替直流電源設備            を配備すること。</p> <p>b) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ            原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬            型コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。</p> <p>c) 減圧用の弁は、想定される重大事故等が発生した場合の環境            条件において確実に作動すること。</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備)</p> <p>第六十二条 発電用原子炉施設には、原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第62条（原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備）</p> <p>1 第62条に規定する「炉心の著しい損傷」を「防止するため、発電用原子炉を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故防止設備</p> <p>a) 可搬型重大事故防止設備を配備すること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、常設重大事故防止設備を設置すること。</p> <p>c) 上記 a) 及び b) の重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>第六十三条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損(炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。)を防止するため、最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第63条 (最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備)</p> <p>1 第63条に規定する「最終ヒートシンクへ熱を輸送するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 炉心の著しい損傷等を防止するため、重大事故防止設備を整備すること。</p> <p>b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替の最終ヒートシンクシステム(UHSS)の繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系(RHR)の使用が不可能な場合について考慮すること。</p> <p>また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次冷却系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。</p> <p>d) 格納容器圧力逃がし装置を整備する場合は、本規程第65条1b)に準ずること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>第六十四条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合において炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第64条 (原子炉格納容器内の冷却等のための設備)</p> <p>1 第1項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」及び第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>(1) 重大事故等対処設備</p> <p>a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。</p> <p>b) 上記 a) の格納容器スプレイ代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>(2) 兼用</p> <p>a) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>第六十五条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第65条 (原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備)</p> <p>1 第65条に規定する「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p> <p>b) 上記a)の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p> <p>ii) 格納容器圧力逃がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。</p> <p>iii) 格納容器圧力逃がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。</p> <p>iv) また、格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。</p> <p>v) 格納容器圧力逃がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は離隔等の放射線防護対策がなされていること。</p> <p>vii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。</p> <p>viii) 格納容器圧力逃がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。</p> <p>ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第六十六条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第66条 (原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備)</p> <p>1 第66条に規定する「溶融し、原子炉格納容器の下部に落下した炉心を冷却するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。</p> <p>a) 原子炉格納容器下部注水設備を設置すること。原子炉格納容器下部注水設備とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>i) 原子炉格納容器下部注水設備(ポンプ車及び耐圧ホース等)を整備すること。(可搬型の原子炉格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路をあらかじめ敷設すること。)</p> <p>ii) 原子炉格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。(ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。)</p> <p>b) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備)</p> <p>第六十七条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第67条（水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備）</p> <p>1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>&lt;BWR&gt;</p> <p>a) 原子炉格納容器内を不活性化すること。</p> <p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt;</p> <p>b) 水素濃度制御設備を設置すること。</p> <p>&lt;BWR及びPWR共通&gt;</p> <p>c) 水素ガスを原子炉格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。</p> <p>d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。</p> <p>e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備)</p> <p>第六十八条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉建屋その他の原子炉格納容器から漏えいする気体状の放射性物質を格納するための施設（以下「原子炉建屋等」という。）の水素爆発による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第68条（水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備）</p> <p>1 第68条に規定する「水素爆発による当該原子炉建屋等の損傷を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと。）又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。</p> <p>b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。</p> <p>c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>第六十九条 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合において使用済燃料貯蔵槽内の燃料体又は使用済燃料（以下「貯蔵槽内燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下した場合において貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第69条 (使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための設備)</p> <p>1 第1項に規定する「使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料貯蔵槽からの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が低下した場合」とは、設置許可基準規則解釈第37条3-1(a)及び(b)で定義する想定事故1及び想定事故2において想定する使用済燃料貯蔵槽の水位の低下をいう。</p> <p>2 第1項に規定する「貯蔵槽内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替注水設備として、可搬型代替注水設備（注水ライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) 代替注水設備は、設計基準対象施設の冷却設備及び注水設備が機能喪失し、又は小規模な漏えいがあった場合でも、使用済燃料貯蔵槽の水位を維持できるものであること。</p> <p>3 第2項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	<p>a) スプレイ設備として、可搬型スプレイ設備（スプレイヘッド、スプレイライン及びポンプ車等）を配備すること。</p> <p>b) スプレイ設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵槽の水位が維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。</p> <p>c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備を整備すること。</p> <p>4 第1項及び第2項の設備として、使用済燃料貯蔵槽の監視は、以下によること。</p> <p>a) 使用済燃料貯蔵槽の水位、水温及び上部の空間線量率について、燃料貯蔵設備に係る重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。</p> <p>b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>c) 使用済燃料貯蔵槽の状態をカメラにより監視できること。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)</p> <p>第七十条 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損又は貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷に至った場合において工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第70条 (工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための設備)</p> <p>1 第70条に規定する「工場等外への放射性物質の拡散を抑制するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。</li> <li>b) 放水設備は、原子炉建屋周辺における航空機衝突による航空機燃料火災に対応できること。</li> <li>c) 放水設備は、移動等により、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。</li> <li>d) 放水設備は、複数の発電用原子炉施設の同時使用を想定し、工場等内発電用原子炉施設基数の半数以上を配備すること。</li> <li>e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備を整備すること。</li> </ul>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>第七十一条 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第71条 (重大事故等の収束に必要な水の供給設備)</p> <p>1 第71条に規定する「設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要な十分な量の水を有する水源を確保することに加えて、発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対して重大事故等の収束に必要な十分な量の水を供給するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 想定される重大事故等の収束までの間、十分な量の水を供給できること。</p> <p>b) 複数の代替淡水源（貯水槽、ダム又は貯水池等）が確保されていること。</p> <p>c) 海を水源として利用できること。</p> <p>d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。</p> <p>e) 代替水源からの移送ホース及びポンプを準備しておくこと。</p> <p>f) 原子炉格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。(PWR)</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(電源設備)</p> <p>第七十二条 発電用原子炉施設には、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体（以下「運転停止中原子炉内燃料体」という。）の著しい損傷を防止するために必要な電力を確保するために必要な設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、第四十五条第一項の規定により設置される非常用電源設備及び前項の規定により設置される電源設備のほか、設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するための常設の直流電源設備を施設しなければならない。</p>	<p>第72条（電源設備）</p> <p>1 第1項に規定する「必要な電力を確保するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 代替電源設備を設けること。</p> <p>i) 可搬型代替電源設備（電源車及びバッテリー等）を配備すること。</p> <p>ii) 常設代替電源設備として交流電源設備を設置すること。</p> <p>iii) 設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。</p> <p>b) 所内常設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。</p> <p>c) 24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気（直流）の供給を行うことが可能である可搬型直流電源設備を整備すること。</p> <p>d) 複数号機設置されている工場等では、号機間の電力融通を行えるようあらかじめケーブル等を敷設し、手動で接続できること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>e) 所内電気設備（モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)及び金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等)は、代替所内電気設備を設けることなどにより共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。</p> <p>2 第2項に規定する「常設の直流電源設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備とする。</p> <p>a) 更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（原子炉制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。）を行わずに8時間、その後、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を整備すること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(計装設備)</p> <p>第七十三条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生し、計測機器（非常用のものを含む。）の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ（設置許可基準規則第十六条第三項第二号に規定するパラメータをいう。以下同じ。）を計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を施設しなければならない。</p>	<p>第73条（計装設備）</p> <p>1 第73条に規定する「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。なお、「当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータ」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を意味する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a) 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）</li> <li>b) 発電用原子炉施設の状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合の発電用原子炉施設の状態の推定手段を整備すること。 <ul style="list-style-type: none"> <li>i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位が推定できる手段を整備すること。</li> <li>ii) 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。</li> <li>iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。</li> </ul> </li> </ul>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	c) 原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度及び放射線量率など想定される重大事故等の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。



<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(原子炉制御室)</p> <p>第七十四条 第三十八条第一項の規定により設置される原子炉制御室には、重大事故が発生した場合においても運転員がとどまるために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第74条 (原子炉制御室)</p> <p>1 第74条に規定する「運転員がとどまるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 原子炉制御室用の電源（空調及び照明等）は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p> <p>b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉制御室の居住性について、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 設置許可基準規則解釈第37条の想定する格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器圧力逃がし装置等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定すること。</p> <p>② 運転員はマスクの着用を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>③ 交代要員体制を考慮してもよい。ただしその場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>c) 原子炉制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止する</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈
	ため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(監視測定設備)</p> <p>第七十五条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等及びその周辺（工場等の周辺海域を含む。）において、発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p> <p>2 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合に工場等において風向、風速その他の気象条件を測定し、及びその結果を記録することができる設備を施設しなければならない。</p>	<p>第75条（監視測定設備）</p> <p>1 第1項に規定する「発電用原子炉施設から放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視し、及び測定し、並びにその結果を記録することができる設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) モニタリング設備は、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損が発生した場合に放出されると想定される放射性物質の濃度及び放射線量を測定できるものであること。</p> <p>b) 常設モニタリング設備（モニタリングポスト等）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬型代替モニタリング設備を配備すること。</p> <p>c) 常設モニタリング設備は、代替交流電源設備からの給電を可能とすること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(緊急時対策所)</p> <p>第七十六条 第四十六条の規定により設置される緊急時対策所は、重大事故等が発生した場合においても当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、次に定めるところによらなければならない。</p> <p>一 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員がとどまることができるよう、適切な措置を講ずること。</p> <p>二 重大事故等に対処するために必要な指示ができるよう、重大事故等に対処するために必要な情報を把握できる設備を設けること。</p> <p>三 発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を設けること。</p> <p>2 緊急時対策所には、重大事故等に対処するために必要な数の要員を収容することができる措置を講じなければならない。</p>	<p>第76条 (緊急時対策所)</p> <p>1 第1項及び第2項の要件を満たす緊急時対策所とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備を備えたものをいう。</p> <p>a) 基準地震動による地震力に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。</p> <p>b) 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。</p> <p>c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。また、当該代替電源を含めて緊急時対策所の電源は、多重性又は多様性を有すること。</p> <p>d) 緊急時対策所の居住性が確保されるように、適切な遮蔽設計及び換気設計を行うこと。</p> <p>e) 緊急時対策所の居住性については、次の要件を満たすものであること。</p> <p>① 想定する放射性物質の放出量等は東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故と同等とすること。</p> <p>② プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること。</p> <p>③ 交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を考慮し</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
	<p>てもよい。ただし、その場合は、実施のための体制を整備すること。</p> <p>④ 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと。</p> <p>f) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング及び作業服の着替え等を行うための区画を設けること。</p> <p>2 第2項に規定する「重大事故等に対処するために必要な数の要員」とは、第1項第1号に規定する「重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員」に加え、少なくとも原子炉格納容器の破損等による工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための対策に対処するために必要な数の要員を含むものとする。</p>

<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>实用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(通信連絡を行うために必要な設備)</p> <p>第七十七条 発電用原子炉施設には、重大事故等が発生した場合において当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備を施設しなければならない。</p>	<p>第77条 (通信連絡を行うために必要な設備)</p> <p>1 第77条に規定する「当該発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 通信連絡設備は、代替電源設備（電池等の予備電源設備を含む。）からの給電を可能とすること。</p>

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則</p>	<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈</p>
<p>(準用)</p> <p>第七十八条 発電用火力設備に関する技術基準を定める省令第十九条から第二十三条までの規定は、重大事故等対処施設に施設するガスタービンについて、同令第二十五条から第二十九条までの規定は、重大事故等対処施設に施設する内燃機関について準用する。</p> <p>2 原子力発電工作物に係る電気設備に関する技術基準を定める省令第四条から第十六条まで、第十九条から第二十八条まで及び第三十条から第三十五条までの規定は、重大事故等対処施設に施設する電気設備について準用する。</p>	

[様式1]

発電用原子炉施設技術基準特殊設計施設認可申請書  
(○○発電所○号炉)

(文書番号)

申請年月日

原子力規制委員会 殿

申請者住所

氏 名

㊦

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第3条の規定により次のとおり同規則第○条第○項第○号の規定によらないで施設したいので申請します。

1	申請施設（注1）
2	申請理由（注2）
3	施設方法（注3）
4	添付図面及び資料

(注1) 申請施設の記載例

○○○発電所○号炉廃棄物処理設備のうち

(1) 液体廃棄物処理系

(イ) 配管

(ロ) 濃縮装置

(注2) この規則に定められた基準によれない特別な理由及びその場合になお安全性を確保できる理由を具体的に記載すること。

(注3) 安全性に関する事項について特に詳細に記載すること。



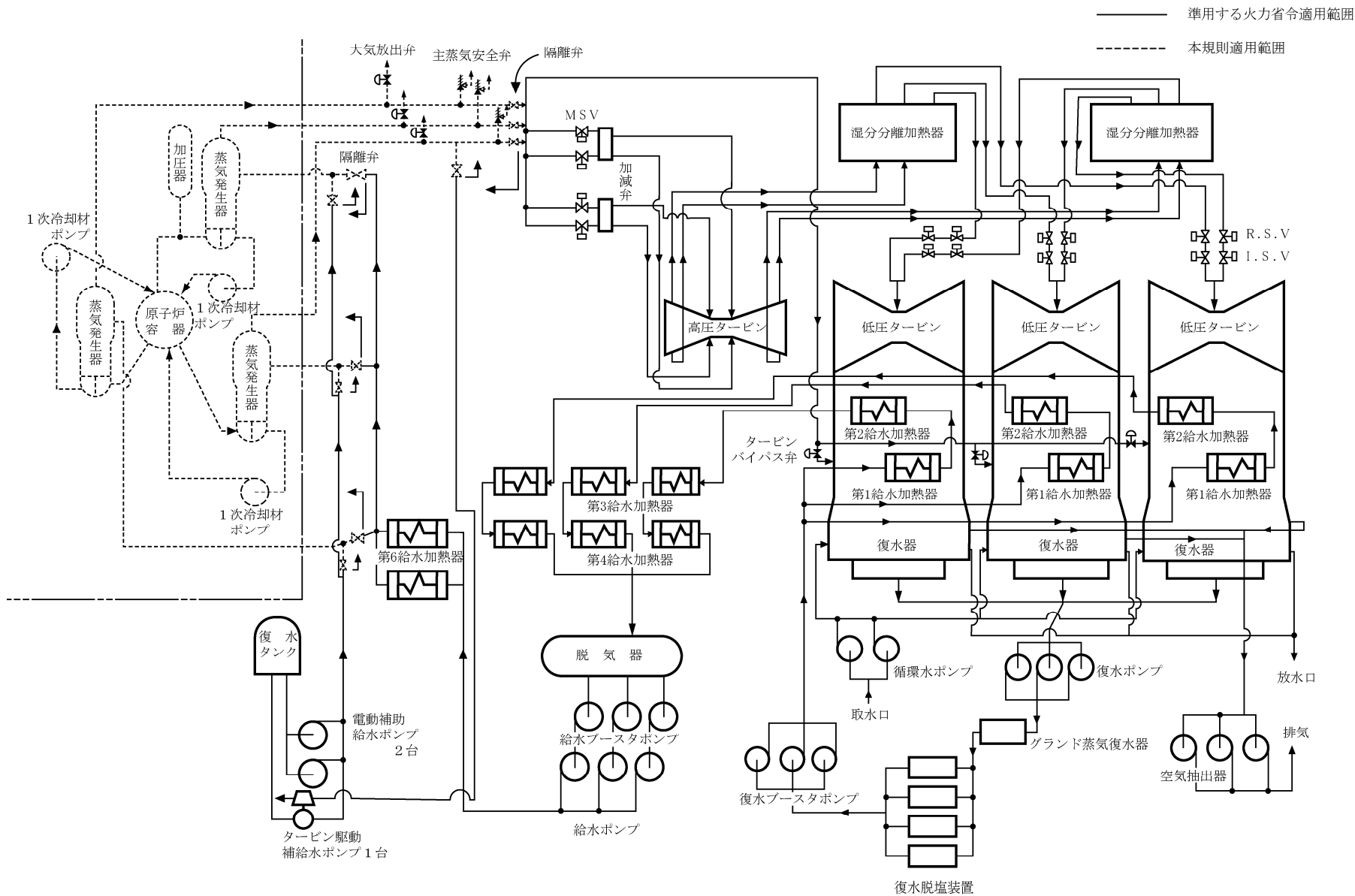


図-1 準用する火力省令（第3章）及び本規則（第31条）の適用範囲（PWRの例）

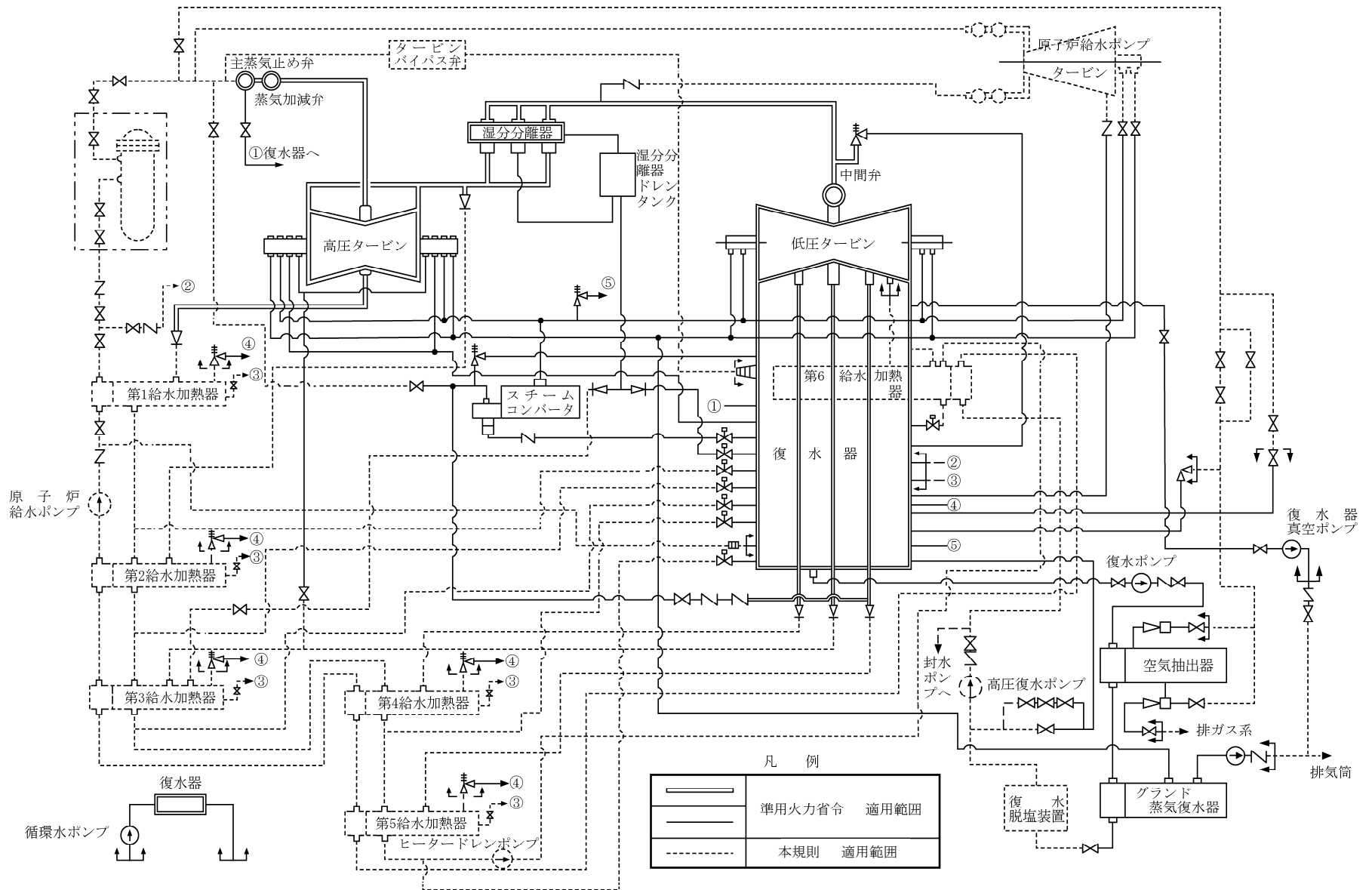


図-2 準用する火力省令（第3章）及び本規則（第31条）の適用範囲（BWRの例）

## 別記 一覧

- 別記－ 1 日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって
- 別記－ 2 日本機械学会「設計・建設規格」の適用に当たって
- 別記－ 3 ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって
- 別記－ 4 日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって
- 別記－ 5 日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって
- 別記－ 6 日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」の適用に当たって
- 別記－ 7 原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項

日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」の適用に当たって

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第 1 4 条（安全設備）第 2 項において、日本電気協会「原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法（JEAC 4206-2007）」を適用するに当たっては、次表のとおり本規則第 1 4 条第 2 項の規定に対応する本規程本文によること。

第 1 4 条	原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC 4206-2007
<p>2 安全設備は、設計基準事故時及び当該事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、その機能を発揮することができるよう、施設しなければならない。</p>	<p>FB-4000 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求            FB-4100 原子炉圧力容器に対する供用期間中の耐圧・漏えい試験及び運転条件の制限            FB-4200 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の要求</p>
	<p>附属書 A A-3200 供用期間中の容器材料の破壊靱性要求            A-3210 供用状態 A 及び B の評価方法            A-3220 原子炉圧力容器の供用状態 A 及び B の評価方法            A-3230 供用状態 C 及び D の評価方法</p>
	<p>附属書 C 供用状態 C、D における加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する非延性破壊防止のための評価法            C-1000 適用範囲            C-2000 記号            C-3000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する個別の詳細評価            (注) C-3110 評価事象の熱水力解析(1)における「ここで、PTS 事象の選定に当たり、配管破断防護設計により破断前漏えい (LBB) 概念の適用が認められているプラントにおいては、破断前漏えい概念に基づく破損形態により選定した過渡とすることができる。」の規定は適用しないこと。</p>
	<p>C-4000 加圧水型原子炉圧力容器の炉心領域部に対する一般評価            C-5000 参考文献</p>

第 1 4 条	原子力発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法 JEAC 4206-2007
	附属書E 破壊靱性評価方法 E-1000 適用範囲 E-2000 記号 E-3000 破壊靱性評価の考え方 E-4000 破壊靱性適用式 E-5000 初期プラントに対する破壊靱性評価方法 E-6000 参考文献
	附属書G 上部棚吸収エネルギーが 6 8 J を下回る原子炉 圧力容器の健全性評価法 G-1000 適用範囲 G-2000 記号の定義 G-3000 上部棚破壊靱性 G-4000 最大仮想欠陥 G-5000 過渡条件 G-6000 き裂進展力 G-7000 健全性評価 (判定基準)
	附属書H 弾性解析による J 積分 H-1000 適用 H-2000 記号の定義 H-3000 適用範囲 H-4000 計算方法 H-5000 参考文献

## 日本機械学会「設計・建設規格」の適用に当たって

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第１７条第１号から第５号、第７号から第１２号及び第１４号において、日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計・建設規格（２００５年版（２００７年追補版を含む））（JSME S NC1-2005/2007）」並びに【事例規格】「設計・建設規格 ２００５年版「管の設計」（管継手、フランジ）の J I S 規格年版の読替規程（NC-CC-003）」及び【事例規格】「設計・建設規格 ２００５年版付録材料図表 J I S 規格年版の読替規程（NC-CC-004）」を適用するに当たっては、本規則第１７条第１号から第５号、第７号から第１２号及び第１４号の規定と本規格の規定との対応関係は別表－１に掲げるところによる。

ただし、設計・建設規格の以下の補強を要しない穴の規定等における「64mm」は「61mm」と読み替えるものとする。

- ・ PVC-3150(2)a.（クラス２容器の胴に穴を設ける場合の規定および補強を要しない穴の規定）
- ・ PVC-3230(2)a.(a)（クラス２容器の鏡板に穴を設ける場合の規定および補強を要しない穴の規定）
- ・ PVD-3122(1)（クラス３容器の胴の補強を要しない穴の規定）
- ・ PVD-3212(1)a.（クラス３容器の鏡板の補強を要しない穴の規定）
- ・ PVE-3260(5)（クラス MC 容器の胴に穴を設ける場合の規定）
- ・ PPC-3422(1)（クラス２配管の穴の補強の適用条件）
- ・ PPD-3422(1)（クラス３配管の穴の補強の適用条件）

注記

- ① 対応規格番号は、原則として10の位で分類。上位の規格番号（末尾が00,000のもの）は適用される）  
 ② 1の位の規格番号で適用しないものがある場合は（ ）で限定

規則と日本機械学会「設計・建設規格」（2005年改訂版又は2007年追補版）との対応表

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」（2005年改訂版又は2007年追補版）							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直 UT 3000番台:斜角 UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
<b>第1号</b> クラス1機器及びクラス1支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。	—	—	—	PPB-1210	—	—	—	(対象外)
イ クラス1機器又はクラス1支持構造物が、その使用される圧力、温度、水質、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分（使用中の応力その他の使用条件に対する適切な耐食性を含む。）を有すること。	GTM-2120	(対象外)	PVB-2110 (2112), 2210, 2220	PPB-2120, 2170, 2220	PMB-2110, 2120	VVB-2110, 2120	SSB-2110～2210	(対象外)
ロ クラス1容器に使用する材料にあつては、当該容器が使用される圧力、温度、放射線、荷重その他の使用条件に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。	GTM-3110, 3220～3360	(対象外)	PVB-2310, 2320, 2330 (2331～2332.1, 2331.1, 2331.2)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ハ クラス1機器（クラス1容器を除く。）又はクラス1支持構造物（クラス1管及びクラス1弁を支持するものを除く。）に使用する材料にあつては、当該機器又は当該支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。	GTM-3110, 3220～3360	(対象外)	(対象外)	PPB-2310～2330	PMB-2310～2330	VVB-2310～2340	SSB-2310～2330	(対象外)

社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)

規則第17条	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直 UT 3000番台:斜角 UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
ニ クラス1機器又はクラス1支持構造物(棒及びボルトに限る。)に使用する材料にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。	(対象外)	GTN- 2110, 2210 (2213) 2220 (2221), 2230, 2240, 2250 (2252~2255) 2260 (2263~2265) 3110, 3210 (3213) 3220 (3221, 3222) 3230, 3240, 3250 (3252, 3253) 4010, 4180, 4240, 4410, 4510, 5120, 5220, 5260, 5310, 6110, 6120, 6210~6320, 7120, 7210~7320	PVB- 2410 (2411, 2412), 2420,	PPB-2410~2450	PMB-2410	VVB-2410~2430	SSB-2410~2430	(対象外)
<b>第2号</b> クラス2機器及びクラス2支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。	—	—	PVC-1210,	PPC-1210,	—	—	—	(対象外)
イ クラス2機器又はクラス2支持構造物が、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。	GTM- 2120	(対象外)	PVC- 2110~2120, 2210	PPC- 2120, 2170, 2220	PMC-2110, 2120	VVC-2110, 2120	SSC-2110, 2120	(対象外)
ロ クラス2機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。	GTM- 3110, 3220~3360	(対象外)	PVC-2310~2330	PPC-2310~2330	PMC-2310~2330	VVC-2310~2340	(対象外)	(対象外)



社団法人日本機械学会「JSME S N C1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)

規則第17条	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直 UT 3000番台:斜角 UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT		2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
ハ クラス2機器に属する鋳造品にあつては、有害な欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。	(対象外)	GTN- 2110, 2210 (2213) 2220 (2221), 2230, 2240 2250 (2252, 2253) 2260 (2263~2264) 3110, 3210 (3213) 3220 (3221, 3222) 3230, 3240 (3241, 3242), 3250 (3252, 3253) 4010, 4180, 4240, 4410, 4510, 6110, 6120, 6210~6320, 7120, 7210~7320	PVC-2410	PPC-2410~2450	PMC-2410, 2420	VVC-2410, 2420	(対象外)	(対象外)
<b>第3号</b> クラス3機器(クラス3容器又はクラス3管をいう。以下同じ。)に使用する材料は、次に定めるところによること。	—	(対象外)	—	PPD-1210	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
イ クラス3機器が、その使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。	GTM- 2120	(対象外)	PVD- 2110, 2120, 2210	PPD- 2120, 2170, 2220	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ロ 工学的安全施設に属するクラス3機器に使用する材料にあつては、当該機器の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。	GTM-3110~3360	(対象外)	PVD-2310~2330	PPD-2310~2320	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直UT 3000番台:斜角UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
<b>第4号</b> クラス4管に使用する材料は、当該管が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。	—	(対象外)	(対象外)	PPH-2120, 2170,	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
<b>第5号</b> 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。以下この号において同じ。)及び原子炉格納容器支持構造物に使用する材料は、次に定めるところによること。	—	(対象外)	PVE-1210, 1220	(対象外)	(対象外)	(対象外)	—	(対象外)
イ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物が、その使用される圧力、温度、湿度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度及び化学的成分を有すること。	GTM- 2120	(対象外)	PVE-2110, 2120, 2210	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSE-2110~2210	(対象外)
ロ 原子炉格納容器又は原子炉格納容器支持構造物の最低使用温度に対して適切な破壊じん性を有することを機械試験その他の評価方法により確認したものであること。	GTM-3110, 3220~3360	(対象外)	PVE-2310, 2320, 2330 (2333~2334)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSE-2310~2330	(対象外)
<b>第6号</b> コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次に定めるところによること。	(対象外)	(対象外)	別記-4の別表参照	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S N C1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直 UT 3000番台:斜角 UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
<b>第7号</b> 炉心支持構造物に使用する材料は、第一号イ、ハ及びニの規定に準ずること。	GTM- 2120, 3110, 3220~3360	GTN- 2110, 2210 (2213) 2220 (2221) 2230, 2240 2250 (2252~2255) 2260 (2263~2265) 3110, 3210 (3213) 3220 (3221, 3222) 3230, 3240, 3250 (3252, 3253) 4010, 4180, 4240, 4410, 4510, 5120, 5220, 5260, 5310, 6110, 6120, 6210~6320, 7120, 7210~7320	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	CSS-2110~2430
<b>第8号</b> クラス1機器及びクラス1支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。	(対象外)	(対象外)	PVB-3420	PPB-1210	—	—	—	(対象外)
イ クラス1機器にあつては、最高使用圧力、最高使用温度及び機械的荷重が負荷されている状態(以下「設計上定める条件」という。)において、全体的な変形を弾性域に抑えること。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110 (3111, 3115, 3116, 3117), 3120 (3121), 3150 (3151), 3420 3510~3550, 4110	PPB- 3110 (3112) 3410~3430 3510~3530 3723~3910	PMB-3110~3510	VVB- 3010, 3110~3330 3380~3410	(対象外)	(対象外)
ロ クラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、全体的な変形を弾性域に抑えること。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSB- 3110 (3121.1, 3122.1), 3130 (3131), 3210, 3220, 3310~3350	(対象外)

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直UT 3000番台:斜角UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
ハ クラス1容器(オメガシールその他のシールを除く。)、クラス1管、クラス1弁及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅲにおいて、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110(3111, 3115, 3116, 3117, ) 3120(3121), 3510~3550, 4110	PPB- 3110, 3550, 3723~3910	(対象外)	VVB-3010, 3350	SSB- 3120(3121.2), 3130(3132), 3210, 3230, 3310~3340	(対象外)
ニ クラス1容器(オメガシールその他のシールを除く。)、クラス1管及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅳにおいて、延性破断に至る塑性変形が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110(3111, 3115, 3117), 3120(3121), 3160, 3510~3550, 4110	PPB- 3110, 3560, 3723~3910	(対象外)	(対象外)	SSB- 3120(3121.3), 3130(3133), 3210, 3240, 3330~3340	(対象外)
ホ クラス1容器(ボルトその他の固定用金具、オメガシールその他のシールを除く。)にあつては、試験状態において、全体的な塑性変形が生じないこと。ただし、構造上の不連続部における局所的な塑性変形はこの限りでない。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110(3111, 3115, 3116), 3120(3121), 3510~3550, 4110	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ヘ クラス1容器(ボルトその他の固定用金具を除く。)、クラス1管、クラス1弁(弁箱に限る。)及びクラス1支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110(3113)	PPB- 3110 3530, 3723~3910	(対象外)	VVB-3010, 3340	SSB- 3120(3122.1) 3330	(対象外)

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直UT 3000番台:斜角UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
ト クラス1容器、クラス1管、クラス1弁(弁箱に限る。)及びクラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110(3112, 3114), 3120(3122), 3130, 3140, 3150(3152), 3310, 3510~3550, 3600, 4110	PPB- 3110(3111) 3530, 3723~3910	(対象外)	VVB- 3010, 3340, 3360, 3370	SSB- 3120(3122.1) 3330	(対象外)
チ クラス1容器(胴、鏡板及び外側から圧力を受ける円筒形又は管状のものに限る。)にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ並びに試験状態において、座屈が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVB- 3110(3117), 3210~3230	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
リ クラス1管にあっては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	PPB- 3111, 3410(3411, 3415.2), 3723~3910	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ヌ クラス1支持構造物にあっては、運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳにおいて、座屈が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSB- 3120(3121.1), 3310~3330	(対象外)
ル ロ、ハ、ニ、ヘ、ト及びヌにかかわらず、クラス1支持構造物であって、クラス1容器に溶接により取り付けられ、その損壊により、クラス1容器の損壊を生じさせるおそれがあるものにあっては、クラス1容器の規定に準ずること。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSB-3010	(対象外)

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S N C1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直UT 3000番台:斜角UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
<b>第9号</b> クラス2機器及びクラス2支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。	(対象外)	(対象外)	PVC-1210	PPC-1210	—	—	—	(対象外)
イ クラス2機器にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。	(対象外)	(対象外)	PVC- 3010, 3020 3110~3170, 3210~3240, 3220~3240, 3310~3720 3910~3990, 4110	PPC- 3110 3410~3415.2 3420~3430 3520, 3723~3910	PMC-3110~3720	VVC- 3010, 3020, 3110~3410	(対象外)	(対象外)
ロ クラス2機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVC-3810	PPC- 3416, 3723~3725	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ハ クラス2管(伸縮継手を除く。)にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、疲労破壊が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	—	PPC- 3110, 3530, 3723~3910	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ニ クラス2容器及びクラス2管にあつては、設計上定める条件において、座屈が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVC- 3120 (3122, 3123, 3124.2), 3180, 3610, 4120	PPC- 3110, 3410 (3411, 3415.2), 3723~3910	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ホ クラス2支持構造物であつて、クラス2機器に溶接により取り付けられ、その損壊によりクラス2機器に損壊を生じさせるおそれがあるものにあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、延性破断及び座屈が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSC-3010~3350	(対象外)

規則第17条	社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)							
	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直UT 3000番台:斜角UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
<b>第10号</b> クラス3機器の構造及び強度は、次に定めるところによること。	(対象外)	(対象外)	PVD-3010	PPD-1210	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
イ 設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。	(対象外)	(対象外)	PVD-3010 (PVC-3110, 3120, 3140, 3160, 3170, 3210, 3220, 3410~ 3720, 3910~3930 3950~3990, 4110) PVD- 3110~3320 3510~3610	PPD- 3110, 3410~3415.2, 3420~3430 3723~3910	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ロ クラス3機器に属する伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVD-3410	PPD- 3416, 3723~3724	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ハ 設計上定める条件において、座屈が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVD-3010 (PVC-3120 (3122, 3123, 3124.2, 3180), 3610, 4120)	PPD- 3110, 3410 (3411, 3415.2) 3723~3910	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
<b>第11号</b> クラス4管の構造及び強度は、設計上定める条件において、延性破断に至る塑性変形を生じないこと。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	PPH-3010~3045	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
<b>第12号</b> 原子炉格納容器(コンクリート製原子炉格納容器を除く。)及び原子炉格納容器支持構造物の構造及び強度は、次に定めるところによること。	(対象外)	(対象外)	PVE-1210	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)

社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)

規則第17条	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直UT 3000番台:斜角UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
イ 原子炉格納容器(ロに掲げる部分を除く。)にあつては、設計上定める条件において、全体的な変形を弾性域に抑えること。	(対象外)	(対象外)	PVE- 3010, 3110, 3210, 3230~3290, 3310, 3220, 3320 (3321, 3323, 3325, 3327), 3330~3530 3610 (3611, 3613) 3710, 3720, 4110	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ロ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分にあつては、第八号イ、ハ、ニ及びホのクラス1容器の規定を準用する。	(対象外)	(対象外)	PVE- 3010, 3110, 3120	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)
ハ 原子炉格納容器支持構造物にあつては、第八号ロ、ハ及びニのクラス1支持構造物の規定を準用する。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSE- 3010, 3110, 3120 (3121, 3121.1 ~3121.3), 3130, 3210, 3330~3350	(対象外)
ニ 原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分並びに原子炉格納容器支持構造物にあつては、運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱにおいて、進行性変形による破壊が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	SSE- 3120 (3122, 3122.1) 3330	(対象外)
ホ 原子炉格納容器の伸縮継手にあつては、設計上定める条件で応力が繰り返し加わる場合において、疲労破壊が生じないこと。	(対象外)	(対象外)	PVE-3010, 3810	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)





社団法人日本機械学会「JSME S NC1 発電用原子力設備規格 設計・建設規格」(2005年改訂版又は2007年追補版)

規則第17条	第2章 機械試験 (GTM)	第3章 非破壊試験 (GTN)	第4章 容器 (PV)	第5章 管 (PP)	第6章 ポンプ (PM)	第7章 弁 (VV)	第8章 支持構造物 (SS)	第9章 炉心支持構造物 (CSS)
	2000番台: 引張試験 3000番台: 破壊靱性試験	2000番台:垂直 UT 3000番台:斜角 UT 4000番台:RT 5000番台:ECT 6000番台:MT 7000番台:PT		2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計 4000番台:製造	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計	2000番台:材料 3000番台:設計
<p><b>第15号</b>                      クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)は、次に定めるところによること。                      イ 不連続で特異な形状でないものであること。                      ロ 溶接による割れが生ずるおそれがなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。                      ハ 適切な強度を有するものであること。                      ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。</p>	(対象外)	(対象外)	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto;">                         別記-5「日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって」の別表参照                     </div>		(対象外)	(対象外)	(対象外)	(対象外)

## ウェルドオーバーレイ工法の適用に当たって

オーステナイト系ステンレス鋼配管の完全溶込み突合せ溶接（容器管台のセーフエンドと接続配管の溶接を含む。）の周継手部内表面に検出された応力腐食割れによるき裂について、ウェルドオーバーレイ工法を適用する場合は、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「規則」という。）第17条第1号、第8号及び第15号の規定に適合するため、当該溶接部は、別記－2及び別記－5によるほか、次の条件を満足すること。

## 1. 定義

ウェルドオーバーレイ（以下「WOL」という。）工法とは、オーステナイト系ステンレス鋼配管であって、日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格」（JSME S NB1-2007。以下「溶接規格」という。）第1部溶接規格N-0020定義に規定する継手区分B又は継手区分C（完全溶込み突合せ溶接に限る。）に係る溶接部の内表面に応力腐食割れ（以下「SCC」という。）が確認された部位について、原配管部の強度を期待せず、外面全周にわたり強度部材を構成するために、周方向に溶接金属（フェライト含有量の高い低炭素オーステナイト系ステンレス鋼溶接材料）を複数層肉盛りする溶接工法をいう。

## 2. 適用範囲

WOL工法の適用範囲は、次表のとおりとする。

項目	適用範囲
呼び径	100A～700A
母材の厚さ	14.0mm～46.0mm
き裂の性状	き裂の方向：周方向 厚さ方向：き裂が原配管外表面から深さ7mmの位置と内表面の範囲内にとどまっていること 軸方向：き裂が原配管外表面の開先端面の両端 <sup>(※)</sup> から13mmまでの範囲内にとどまっていること ※ 原配管溶接線中心から図面寸法により求めた長さに収縮量を考慮した位置
対象鋼種	溶接規格第2部溶接施工法認証標準表-2に規定する「母材の区分」がP-8（オーステナイト系ステンレス鋼）のもの
既設の溶接金属	溶接規格第2部溶接施工法認証標準表-4に規定する「溶接金属の区分」がA-7又は同表-5に規定する「溶加材もしくはウェルドインサートまたは心線の区分」がR-7のもの
形状	完全溶込み突合せ溶接の周継手部

## 3. WOL工法の材料及び構造について

## (1) 材料

WOL工法の原配管の材料は規則第17条第1号の規定に適合し、溶接部の材料は適用する溶接施工法に規定する溶加材に適合するものであること。

## (2) 構造

WOL施工部の構造は、原配管の継手区分B又は継手区分Cの完全溶け込み突合せ溶接継手の溶接部にき裂が全周貫通していることを想定し、外面側に強度上有効な部材を取り付け

るものであって、別紙－1又は別紙－2に規定する形状に適合するものであり、規則第17条第8号（クラス1管の構造及び強度）及び次に示す規定によらなければならない。

#### ① WOL施工部の厚さ設計

WOL施工部の強度上有効な厚さは、デルタフェライト量の測定値が平均で7.5FN以上かつ最少5.0FN以上の層の厚さとし、以下を満足すること。

イ. 原配管の板厚を貫通する全周欠陥を想定し、運転中に発生する荷重及び地震荷重に対して、構造健全性が確保できること。

なお、き裂の評価については、原子力安全・保安院「発電用原子力設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について（内規）」（平成21年12月25日付け平成21・11・18原院第1号）によること。

ロ. WOL施工後に、原配管厚さにWOL施工部を加えた厚さの75%を超える領域にき裂が存在しない厚さであること。

ハ. 通常運転状態及び地震時において発生する可能性のある疲労き裂の進展を考慮していること。

ニ. WOL施工部のき裂のない断面における強度を考慮していること。

#### ② WOL施工部の長さ設計

WOL施工部の長さは、以下を満足すること。

イ. 原配管外表面の開先端面の両側13mmの範囲から両側にそれぞれ $0.75\sqrt{R \cdot t_n}$ の長さ(R:原配管外半径(mm)、 $t_n$ :原配管厚さ(mm))を有すること。

ロ. WOL施工部の外面から、深さ方向はWOL施工部の厚さに原配管の外面から原配管厚さの25%を加えた値、軸方向は原配管外表面の開先端面の両側13mmまでとする範囲について、斜角超音波探傷試験の探触子が走査可能な長さを有すること。

### 4. WOL工法の溶接について

溶接規格第1部第6章クラス1配管の規定を以下のように読み替えた規定を満足すること。

また、この読替は、溶接規格第1部第7章クラス2配管及び同第8章クラス3配管の規定についても準用し、読替え後の同規定を満足すること。

#### (1) N-5010 溶接部の設計

WOL工法の溶接部は、3.の規定に適合するものであること。

#### (2) N-5140 準用 (N-1020 溶接の制限)

WOL工法の溶接は、次に掲げるところにより行うものであること。

①溶加材は、溶接規格第2部溶接施工法認証標準表－5「溶加材もしくはウェルドインサートまたは心線の区分」に規定するR-7により行うものであること。

なお、溶加材の炭素含有量は、0.030%を超えないこと。

②溶接入熱は、6.9kJ/cm以上15.8kJ/cm以下の範囲内で行うものであること。

③溶接速度は、6.0cm/min以上17.4cm/min以下の範囲内で行うものであること。

④パス間温度は、150℃以下で行うものであること。

⑤溶加材供給速度は、5.1g/min以上8.8g/min以下の範囲内で行うものであること。

⑥溶接は、原配管の内側を水冷しながら行うものであること。（空気のたまり等で水冷効果が阻害されないものであること。）

#### (3) N-5140 準用 (N-1030 開先面)

①N-1030(1)の規定を準用すること。この場合において、本規定中「クラス1 容器の溶接部」とあるのは「WOL工法の溶接部」と読み替えるものとする。

②WOL工法の溶接部の開先面は、溶接規格第1部表-10 浸透探傷試験の規定に基づき浸透探傷試験を行い、これに適合するものであること。

(4) N-5140 準用 (N-1040 溶接部の強度等)

①WOL工法の溶接部は、母材の強度（母材の強度が異なる場合は、強い方の強度）と同等以上の強度を有するものであること。

②N-1040(2)の規定を準用すること。この場合において、本規定中「クラス1 容器の溶接部」とあるのは「WOL工法の溶接部」と読み替えるものとする。

(5) N-5050 クラス1 配管の溶接部

WOL工法の溶接部は、次表の左欄に掲げる非破壊試験の種類に応じ、それぞれ同表の右欄に掲げる試験範囲に対して（8）に規定する方法により非破壊試験を行い、これに適合するものであること。

非破壊試験	試験範囲
超音波探傷試験	①別紙-1 及び別紙-2 における b 寸法の長さとし施工前の原配管外表面より深さ 10mm までの範囲の溶接金属部及び母材部とを断面とする全周の体積 ②WOL 溶接の施工前に確認された SCC については、b 寸法の長さとし原配管外表面より深さ 3.5mm までの範囲の溶接金属部及び母材の溶け込み部を断面とする全周の体積 ただし、溶接部の形状上、超音波探傷試験を行うことが著しく困難な場合にあつては、可能な限り溶接止端部に寄せて同試験を行うことで足りるものとする。
浸透探傷試験	WOL 工法の溶接部表面及び溶接止端部より管軸方向に幅 13mm の範囲の母材外表面

(6) N-5140 準用 (N-1080 継手の仕上げ)

WOL工法の溶接部の表面は、滑らかに仕上げられたものであること。

(7) N-5140 準用 (N-1090 溶接後熱処理)

溶接後熱処理は行わないこと。

(8) N-5040 準用 (N-1100 非破壊試験)

①超音波探傷試験

超音波探傷試験は以下を満足すること。

イ. (5) の表に規定する超音波探傷試験範囲の①については、溶接規格第1部表-8 超音波探傷試験に規定する方法により超音波探傷試験を行い、有意な信号の無いものであること。この場合において、超音波探傷試験は溶接規格第1部 N-1100(3)の a. 又は b. に規定するいずれかの者により行うこと。

ロ. (5) の表に規定する超音波探傷試験範囲の②については、WOL工法の溶接部に用

いるものとしてあらかじめ特定する試験装置及び試験要領を用いて確認された適切な試験方法により試験を行い、WOL溶接の施工前に確認されたSCCが、同溶接の施工によってWOL溶接の母材への溶け込み部に進展していないものであることを確認すること。この場合において、超音波探傷試験は、日本非破壊検査協会規格「超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証」(NDIS 0603:2005)の附属書(規定)「軽水型原子力発電所用機器に対するPD資格試験」に合格し認証を受けた超音波探傷試験技術者又はASME Section XI Appendix VIII Supplement 11で合格したPD技術者としての資格を維持し、かつ、WOL部試験体を用いた探傷研修をWOL工法の溶接部の超音波探傷試験実施前1年以内に1回以上実施することにより、当該部の探傷を確実に実施できることが立証された者により行うこと。

#### ②浸透探傷試験

溶接規格第1部表-10 浸透探傷試験の規定に基づき浸透探傷試験を行い、これに適合するものであること。

この場合において、浸透探傷試験は溶接規格第1部N-1100(3)のa.又はb.に規定するいずれかの者により行うこと。

#### (9) N-5140 準用 (N-1130 耐圧試験)

N-1130の規定を準用すること。この場合において、本規定中「クラス1容器の溶接部」とあるのは「WOL工法の溶接部」と、「放射線透過試験、超音波探傷試験、磁粉探傷試験または浸透探傷試験」とあるのは「超音波探傷試験または浸透探傷試験」と読み替えるものとする。

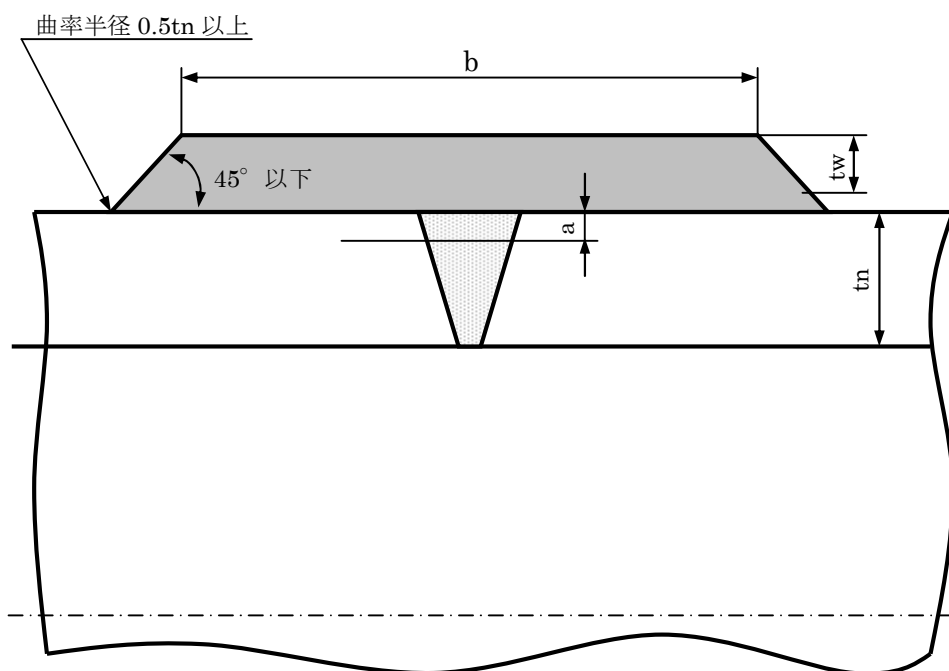
#### (10) N-5140 準用 (適用外とするもの)

N-5140 準用における準用規定のうち、「N-1060 突合わせ溶接による継手面の食違い」、「N-1070 厚さの異なる母材の突合わせ溶接」、「N-1110 機械試験」及び「N-1120 再試験」は適用しない。

#### 5. WOL工法の溶接施工法について

溶接規格第2部の規定のうち「3. 確認事項」(表-1を含む。)を別紙-3に、同「4. 確認試験」及び「5. 試験片の形状・寸法および試験方法および試験結果の判定基準」を別紙-4に読み替えた規定を満足すること。

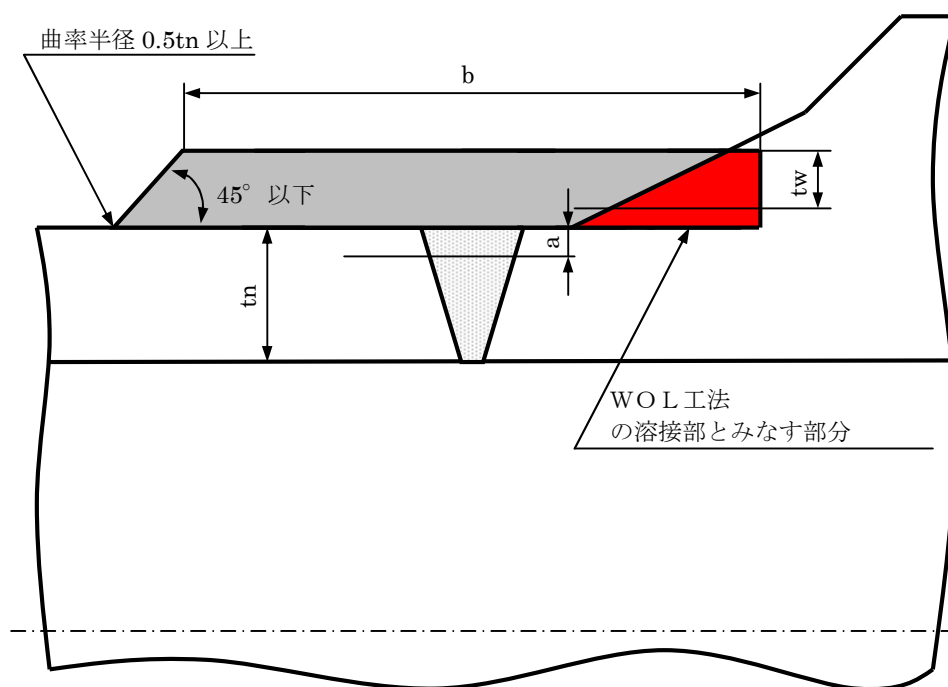
## WOL工法の溶接部形状（直管と直管の場合）



## 〔備考〕

1.  $t_n$  は、原配管の厚さ  
 $tw$  は、WOL工法の溶接部であって、備考2に示すFNを満足する厚さ  
 $a$  は、健全なリガメント厚さで、7mm以上（溶接前）  
 $b$  は、計算上必要なWOL工法の溶接部長さ
2.  $tw$  となりうる厚さは、平均 7.5FN 以上で、かつ、最小 5.0FN 以上の層の厚さであって、計算上必要な厚さ。フェライト量の測定箇所は、肉盛溶接部の積層ごとに、管の軸方向の中央、両端の3箇所及び周方向4箇所の計12箇所を、上記の値を満たすまで測定管理する。
3. FN は、フェライト番号
4. FN は、JIS Z3119(2006)「オーステナイト系及びオーステナイト・フェライト系ステンレス鋼溶着金属のフェライト量の測定方法」の磁気的な装置による方法で測定した番号。

## WOL工法の溶接部形状（直管と弁・ポンプ等の場合）



## 〔備考〕

1.  $t_n$  は、原配管の厚さ  
 $t_w$  は、WOL工法の溶接部であって、備考2に示すFNを満足する厚さ  
 $a$  は、健全なりガメント厚さで、7mm以上（溶接前）  
 $b$  は、計算上必要なWOL工法の溶接部長さ
2.  $t_w$  となりうる厚さは、平均7.5FN以上で、かつ、最小5.0FN以上の層の厚さであって、計算上必要な厚さ。フェライト量の測定箇所は、肉盛溶接部の積層ごとに、管の軸方向の中央、両端の3箇所及び周方向4箇所の計12箇所を、上記の値を満たすまで測定管理する。
3. FNは、フェライト番号
4. FNは、JIS Z3119(2006)「オーステナイト系及びオーステナイト・フェライト系ステンレス鋼溶着金属のフェライト量の測定方法」の磁気的な装置による方法で測定した番号。
5. WOL工法の溶接部とみなす部分は、弁、ポンプ等の母材部であって、WOL工法による溶接で形成したものでない。
6. 弁、ポンプ等で継手区分Bに十分な長さの平行部がある場合にあつて、別紙-1が適用できる場合には、別紙-1による設計とする。



## WOL工法の確認項目

確認項目	要素の区分
溶接方法	ST
母材	P-8+P-8
溶接棒	—
溶接金属	—
予熱	行わない
溶接後熱処理	行わない
シールドガス	アルゴンガス
裏からのガス保護	行わない
溶加材	R-7
ウェルドインサート	使用しない
電極	1
フラックス	—
心線	—
溶接機	自動ティグ溶接機
層	多層
母材の厚さ	14.0～46.0mm 内で母材厚さの上限までを区分とする
ノズル	—
電圧及び電流	—
揺動	—
あて金	—
リガメントの幅	—
衝撃試験	—
備考	自動ティグ溶接時に原配管の内面側を水冷する。(空気のたまり等で水冷効果が阻害されないものであること。) 溶接入熱は 6.9kJ/cm 以上 15.8kJ/cm 以下の範囲内、溶接速度は 6.0cm/min 以上 17.4cm/min 以下の範囲内、パス間温度は 150℃以下及び溶加材供給速度は 5.1g/min 以上 8.8g/min 以下の範囲内とする。

WOL工法の溶接施工法の確認試験要領

確認試験は、次に掲げるところにより行うものとする。

1. 試験材とその取付け方法（溶接姿勢）

(1) 試験材は次のとおりとする。

試験材は事前に周継手を施工した管とし、その厚さは23mm以上とする。

(2) 試験材の取付け方法（溶接姿勢）は、水平固定とし、原配管の外面に次の肉盛溶接を行うものとする。

①原配管外面への肉盛溶接の厚さは、使用する管の板厚の1/3以上とし、かつ、機械試験片を採取できる厚さ以上とすること。また、その長さは、管周継手の溶接部両端部から  $13\text{mm} + 0.75\sqrt{R \cdot t_n}$  以上とし、かつ、機械試験片を採取できる長さとする。

ここで、Rとは使用する原配管の外半径(mm)、 $t_n$ とは使用する原配管の板厚(mm)である。

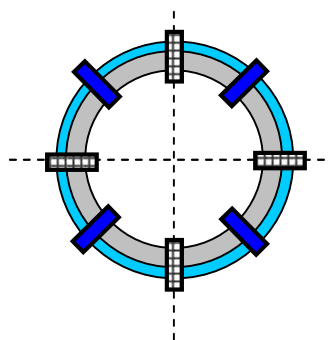
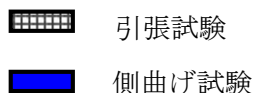
②引張試験片は肉盛溶接部であって、平均7.5FN以上で、かつ、最小5.0FN以上の範囲より採取するものとする。なお、フェライト量(FN)の測定要領は、3.による。

2. 試験片及びその試験方法

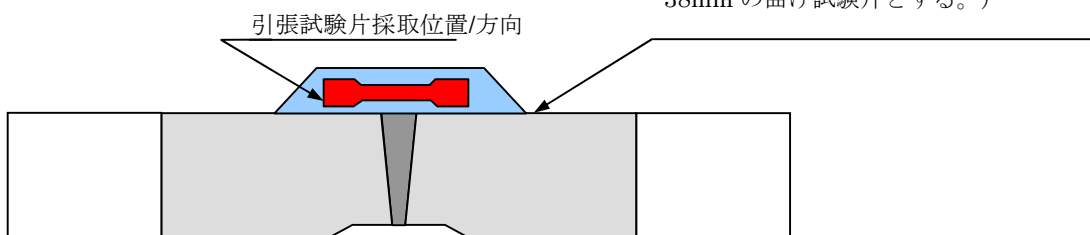
(1) 試験片の種類、数及び採取位置は次による。

○機械試験

- ・引張試験 4個
- ・側曲げ試験 4個



側曲げ試験片（試験材とWOL工法を施工した厚さが38mm以下の場合、試験材とWOL工法を施工した厚さとする。その厚さが38mmを超えるときは、WOL工法の溶接部を含む厚さが38mmの曲げ試験片とする。）



(2) 試験片の形状、寸法、試験方法及び判定基準

試験片の形状、寸法、試験方法及び判定基準は次に掲げるところにより行う。

①引張試験の試験片については、JIS Z2201(1998) 14A 号試験片とし、試験方法は、JIS Z2241(1998)とし、判定基準は、母材の強度（母材の強度が異なる場合は、強い方の強度）と同等以上の強度とする。

②曲げ試験は、JIS Z3122(1990)「突合せ溶接継手の曲げ試験方法」によるものとし、判定基準は溶接規格第2部溶接施工法認証標準表-6に掲げる判定基準による。

3. フェライト量の測定は、次により行う。

(1) 測定方法は、JIS Z3119(2006)「オーステナイト系及びオーステナイト・フェライト系ステンレス鋼溶着金属のフェライト量の測定方法」の磁気的な装置による方法による。

(2) 測定箇所は、肉盛溶接部の積層ごとに、管の軸方向の中央及び両端の3箇所並びに周方向4箇所の計12箇所を、1. (2) ②の値を満たすまで測定管理する。

## 日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格」の適用に当たって

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第17条第6号及び第13号において、日本機械学会「コンクリート製原子炉格納容器規格（JSME S NE1-2003）」を適用するに当たっては、本規則第17条第6号及び第13号の規定と本規格の規定との対応関係は別表に掲げるところによる。

なお、プレストレストコンクリート製原子炉格納容器については、プレストレス力による平均圧縮応力度比 $\sigma_p/\sqrt{F_c}$ を、円周方向0.23以上、子午線方向0.32以上である場合に適用すること。

また、別表中の「コンクリート製原子炉格納容器規格（CCV規格：CVE番号）」欄にある「別表4」及び「別表5」の適用に当たっては、以下によること。

1. 「別表4」及び「別表5」（「(備考)6.」を除く。）において、「 $S_1$ 地震荷重」、「 $S_2$ 地震荷重」は、それぞれ「 $S_d$ 地震荷重」、「 $S_s$ 地震荷重」と読み替える。また、「設計用最強地震による地震力」、「設計用限界地震による地震力」は、それぞれ「弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力」、「基準地震動 $S_s$ による地震力」と読み替える。
2. 「別表4（備考）6.」の規定（「別表4-1」及びその「(注)」を含む。）は以下による。
  - ・備考2のj.の弾性設計用地震動 $S_d$ による地震力と静的地震力およびk.基準地震動 $S_s$ による地震力は、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号（平成25年6月19日原子力規制委員会決定）。以下「設置許可基準規則解釈」という。）の第4条の解釈中4の一の弾性設計用地震動による地震力、同条の解釈中4の二の静的地震力（Sクラスの建物・建築物に適用されるものに限る。）及び同条の解釈中7の基準地震動による地震力によること。
  - ・水平方向及び鉛直方向の地震力の組合せは、設置許可基準規則解釈の第4条の解釈中4及び7の規定によること。

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	コンクリート製原子炉格納容器規格 (CCV 規格: CVE 番号)								
第17条 (材料及び構造):	材料			設計					
	一般事項	コンクリート部		ライナープレート、 ライナアンカ、ナックル、胴アンカ	一般事項、荷重と 荷重組合せ	コンクリート部	ライナープレート、 ライナアンカ等	ナックル、胴アンカ	
	コンクリート	鉄筋、緊張材、定着具、防せい材							
六 コンクリート製原子炉格納容器のコンクリート部及び鋼製内張り部等に使用する材料は、次に定めるところによること。	CVE-2000								
	CVE-2100								
イ コンクリートにあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な圧縮強度を有すること。 ロ コンクリートにあつては、有害な膨張及び鉄筋腐食を起こさないよう、長期の耐久性を有すること。		CVE-2200							
			CVE-2210						
			CVE-2220						
			別表 1						
		別表 2							
		別表 3							
ハ コンクリート部に強度部材として使用する鉄筋並びに緊張材及び定着具(以下「鉄筋等」という。)にあつては、当該原子炉格納容器が使用される圧力、温度、荷重その他の使用条件に対して適切な機械的強度、化学的成分及び形状寸法を有すること。			CVE-2300						
			CVE-2400						
			CVE-2410						
			CVE-2420						
			CVE-2430						
ニ 鋼製内張り部等に使用する材料にあつては、前号イ及びロの規定に準ずること。				CVE-2500					
					CVE-2600				
					CVE-2610				
					CVE-2620				
					CVE-2630				
十三 コンクリート製原子炉格納容器の構造及び強度は、次に定めるところによること。					CVE-3000				
					CVE-3100				
					CVE-3110				
					CVE-3120				
					CVE-3130				
					CVE-3200				
					CVE-3210				
					CVE-3220				

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	コンクリート製原子炉格納容器規格 (CCV 規格: CVE 番号)							
第17条 (材料及び構造):	材料				設計			
	一般事項	コンクリート部		ライナープレート、 ライナアンカ、ナックル、胴アンカ	一般事項、荷重と 荷重組合せ	コンクリート部	ライナープレート、 ライナアンカ等	ナックル、胴アンカ
		コンクリート	鉄筋、緊張材、定着具、防せい材					
イ コンクリートにあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて圧縮破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至る圧縮破壊が生じないこと。 ロ 鉄筋等にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいて降伏せず、かつ、荷重状態Ⅳにおいて破断に至るひずみが生じないこと。 ハ コンクリート部にあつては、荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ及び荷重状態Ⅲにおいてせん断破壊が生じず、かつ、荷重状態Ⅳにおいてコンクリート製原子炉格納容器が大きな塑性変形に至るせん断破壊が生じないこと。						CVE-3300		
						CVE-3310		
						CVE-3320		
						CVE-3330		
						CVE-3400		
						CVE-3410		
						CVE-3420		
						CVE-3500		
						CVE-3510		
						CVE-3520		
					CVE-3530			
					CVE-3540			
					CVE-3550			
					別表 4			
ニ ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分を除く。)にあつては、荷重状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱにおいて著しい残留ひずみが生じず、かつ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳにおいて破断に至らないこと。 ホ ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分を除く。)にあつては、二の規定によるほか、第十二号への原子炉格納容器の規定を準用する。 ヘ ライナプレート(貫通部スリーブが取り付け部分に限る。)、貫通部スリーブ及び定着金具(ライナプレートに取り付ける定着金具であつて、全ての荷重状態において全体的な変形を弾性域に抑えることができるものを除く。)にあつては、第十二号ハ、ニ、ヘ及びチの原子炉格納容器支持構造物の規定を準用する。この場合において、第十二号中「運転状態Ⅰ及び運転状態Ⅱ」とあるのは「荷重						CVE-3600		
						CVE-3610		
						CVE-3620		
						CVE-3630		
						CVE-3640		
						CVE-3650		
						別表 5		

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	コンクリート製原子炉格納容器規格 (CCV 規格: CVE 番号)						
第17条 (材料及び構造):  状態Ⅰ及び荷重状態Ⅱ」と、「運転状態Ⅰ、運転状態Ⅱ、運転状態Ⅲ及び運転状態Ⅳ」とあるのは「荷重状態Ⅰ、荷重状態Ⅱ、荷重状態Ⅲ及び荷重状態Ⅳ」と読み替えるものとする。	材料			設計			
	一般事項	コンクリート部		ライナープレート、ライナアンカ、ナックル、胴アンカ	一般事項、荷重と荷重組合せ	コンクリート部	ライナープレート、ライナアンカ等
ト ナックルにあつては、第十二号口、ニ及びヘの原子炉格納容器のうち著しい応力が生ずる部分及び特殊な形状の部分の規定を準用する。							CVE-3700
							CVE-3710
							CVE-3720

## 日本機械学会「溶接規格」等の適用に当たって

原子力安全・保安院、原子力安全基盤機構『日本機械学会「発電用原子力設備規格 溶接規格（2007年版）（JSME S NB1-2007）」（以下「溶接規格2007」という。）に関する技術評価書（平成20年10月）』に基づき、実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「規則」という。）第17条第15号並びに第31条及び第48条第1項において準用する第17条第15号に規定する溶接部への「溶接規格2007」及び「発電用原子力設備規格設計・建設規格（2005年版（2007年追補版を含む））（JSME S NC1-2005/2007）」（以下「設計・建設規格2005（2007）」という。）の適用に当たっては、次のとおり要件を付すこととする。

なお、規則第17条第15号の規定と溶接規格及び設計・建設規格の規定との対応関係は別表に掲げるところによる。

## 1. 溶接規格「第1部 溶接規格」

## ① 溶接規格「N-1010、N-2010、N-3010、N-4010、N-5010、N-6010、N-7010及びN-8010 溶接部の設計」

溶接部の設計に当たっては、設計・建設規格における次表の各規定によること。この場合において、PVB-4211、PVB-4212、PVE-4211及びPVE-4212に規定する「突合せ完全溶け込み両側溶接」とは、「突合せ両側溶接」をいう。

	容 器	管
クラス1	PVB-4200 (N-1010)	PPB-4000 (N-5010)
クラス2	PVC-4200 (N-3010)	PPC-4000 (N-6010)
クラス3及びクラス3相当	PVD-4100 (N-4010)	PPD-4000 (N-7010)
クラス4	—	PPH-4000 (N-8010)
クラスMC	PVE-4200 (N-2010)	—

注) 設計・建設規格の規格番号（溶接規格の規格番号）

## ② 溶接規格「N-9050 補助ボイラーおよびその附属設備」

補助ボイラー及びその附属設備の溶接部については、補助ボイラーにあつては経済産業省「発電用火力設備の技術基準の解釈（平成25年5月17日付け20130507商局第2号）」に規定する「第10章 溶接部」の「第2節 ボイラー等」、補助ボイラーの附属設備にあつては同「第3節 熱交換器等」の規定によること。

## ③ 溶接規格「表-3 溶接部の機械試験板」

クラス2容器、及びクラス3容器（安全設備に属するものに限る。）の胴の内径が600mmを超えるものについては、同表のクラス1容器と同様に試験板を作成すること。



## 2. 溶接規格「第2部 溶接施工法認証標準」

溶接施工法については、第2部溶接施工法認証標準の「3. 確認事項」の区分によって、認証標準への適合を確認すること。

## 3. 溶接規格「第3部 溶接士技能認証標準」

### (1) 溶接士技能認証標準の適用に当たって

#### ① 第3部溶接士技能認証標準「3.1(2) 試験材および溶接姿勢」

自動溶接機を用いない溶接士の技能の確認に当たっては、試験材及び溶接姿勢の区分は、別表第1に規定する試験材の区分及び溶接姿勢の区分の組み合わせとする。この場合において、溶接姿勢の区分が有壁水平固定及び有壁鉛直固定にあつては、試験材の寸法、取付け方法、試験片採取位置及び試験の方法は別図によること。

#### ② 第3部溶接士技能認証標準「3.3 作業範囲」

確認試験に合格した技能を有する溶接士が行う作業範囲は、別表第2に規定する試験材の区分及び溶接姿勢の区分に応じ、それぞれ同表の作業範囲に規定する範囲とする。

### (2) 溶接士技能認証標準への適合確認

溶接士の技能については、第3部溶接士技能認証標準の「3. 自動溶接機を用いない溶接士」及び「4. 自動溶接機を用いる溶接士」の区分によって、認定標準への適合を確認すること。

### (3) 溶接士技能認証標準と同等と認められるもの

第1部溶接規格「N-0050 溶接士」(1)に規定する「第3部に定める溶接士技能認証標準によって認定されたものと同等と認められるもの」とは、次に掲げる場合とする。

#### イ 自動溶接機を用いない溶接士について

a) 船舶構造規則(平成10年運輸省令第16号)及び溶接工の技りょうに関する試験の方法を定める告示(平成10年運輸省告示第417号)第2条に規定する試験に合格した者、又はボイラー及び圧力容器安全規則(昭和47年労働省令第33号)第104条に規定するボイラー溶接士試験に合格した者であつて、別表第3に掲げる溶接士の技能の区分に応じ、掲げる試験に合格しているものが溶接を行う場合

b) 日本工業規格 JIS Z 3801(1997)「手溶接技術検定における試験方法及び判定基準」、日本工業規格 JIS Z 3821(2001)「ステンレス鋼溶接技術検定における試験方法及び判定基準」若しくは日本工業規格 JIS Z 3841(1997)「半自動溶接技術検定における試験方法及び判定基準」の規定に準拠して社団法人日本溶接協会が行う評価試験に合格し適格性証明書の交付を受けた者であつて、別表第4の資格区分に掲げる溶接士の技能の区分に応じ、JIS資格区分の項に規定する資格の技量の認定を受けている者が溶接を行う場合

c) 核原料物資、核燃料物資及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)第16条の4、第28条の2又は第46条の2に規定する認可を受けた溶接の方法において確認を受けた者であつて、当該確認を受けたときに所属していた溶接施工工場に所属している者が溶接を行う場合

#### ロ 自動溶接機を用いる溶接士について

a) 一つの溶接方法による溶接について1年以上(自動溶接機を用いない溶接士であ

って、(2)若しくは(3)イに適合した技能を有する者若しくは(4)ロに適合した者(あっては3月以上)の連続した経歴を有している場合。ただし、経歴の算出に当たっては、自動溶接機を操作する部門へ配属されていた期間をもって行うこと。

(4) 溶接士技能認証標準に適合する溶接士技能の有効期間

イ 認証標準を満足する技能を有する溶接士によって行われた溶接とみなされる期間は、自動溶接機を用いない溶接士(あっては、(2)又は(3)イにより技能の認証を受けた日から2年、自動溶接機を用いる溶接士(あっては、(2)により技能の認証を受けた日又は(3)ロによる要件を満たすこととなった日から10年とする。

ロ (4)イの規定にかかわらず、自動溶接機を用いない溶接士(あっては、(2)又は(3)イにより技能の認証を受けた日から2年を経過する日前に、次のいずれかに適合する場合(あっては、その適合した日より起算して2年間、自動溶接機を用いる溶接士(あっては、(2)により技能の認証を受けた日又は(3)ロによる要件を満たすこととなった日から10年を経過する日前に、次のいずれかに適合する場合(あっては、その適合した日より起算して10年間は、その溶接士の当該技能によって溶接を行うことができる。

a) 核原料物資、核燃料物資及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)第43条の3の13の検査に適合していることが確認された場合

b) 次に掲げる検査のいずれかに合格した場合

- ・船舶安全法(昭和8年法律第11号)第5条又は第6条の検査
- ・ボイラー及び圧力容器安全規則(昭和47年労働省令第33条)第7条又は第53条の検査
- ・高圧ガス保安法(昭和26年法律第204号)第56条の3の検査
- ・核原料物資、核燃料物資及び原子炉の規制に関する法律(昭和32年法律第166号)第16条の4、第28条の2、第43条の10、第46条の2、第51条の9又は第55条の3の検査

4. その他

オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属(あっては、デルタフェライト量が高温割れ防止の観点から適切なものであること。

別表第1 試験材及び溶接姿勢の区分 (1/2)

試験材の区分		溶接姿勢の区分	
アルミニウム又はアルミニウム合金以外	W-0 (厚さ 3~3.2mm の板)	f	下 向
		v	立 向
		h	横 向
		o	上 向
	W-1 (厚さ 9mm の板)	f	下 向
		v	立 向
		h	横 向
		o	上 向
	W-2 (厚さ 25mm 以上 の板)	f	下 向
		v	立 向
		h	横 向
		o	上 向
	W-3-0 (外径 100~120mm 厚さ 4~5.3mm の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定
		e	水平固定及び 鉛直固定
	W-3 (外径 150~170mm 厚さ 9~11mm の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定
		e	水平固定及び 鉛直固定
	W-4 (外径 200~300mm で厚さ 20mm 以上の 管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定
		e	水平固定及び 鉛直固定
	W-5 (管と管板の取り 付け溶接)	f	下 向
		vh	立向及び横向
		o	上 向
	W-6 (クラッド溶接)	f	下 向
		v	立 向
		h	横 向
o		上 向	
W-10 (厚さ 3mm の板)	f	下 向	
	v	立 向	
	h	横 向	
	o	上 向	
W-11 (厚さ 8mm の板)	f	下 向	
	v	立 向	
	h	横 向	
	o	上 向	
W-12 (厚さ 20mm 以上 の板)	f	下 向	
	v	立 向	
	h	横 向	
	o	上 向	
W-13 (外径 100~150mm で 厚さ 4mm の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定	
	e	水平固定及び 鉛直固定	
W-14 (外径 150~200mm で 厚さ 12~15mm の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定	
	e	水平固定及び 鉛直固定	
W-15 (外径 200~300mm で 厚さ 20mm 以上の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定	
	e	水平固定及び 鉛直固定	

別表第1 試験材及び溶接姿勢の区分 (2/2)

試験材の区分		溶接姿勢の区分	
チタン	W-20 (厚さ 3mm の板)	f	下 向
		v	立 向
		h	横 向
		o	上 向
	W-21 (厚さ 6mm の板)	f	下 向
		v	立 向
		h	横 向
		o	上 向
	W-23 (外径 89.1~114.3mm 厚さ 3mm の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定
		e	水平固定及び 鉛直固定
	W-24 (外径 150~170mm 厚さ 9~11mm の管)	r	有壁水平固定及び 有壁鉛直固定
		e	水平固定及び 鉛直固定
	W-26 (管と管板の取り 付け溶接)	f	下 向
		vh	立向及び横向
o		上 向	

別表第2 試験材及び溶接姿勢の区分と作業範囲 (1/2)

試験材の区分		溶接姿勢の区分		作業範囲
アルミニウム又はアルミニウム合金以外	W-0 (厚さ 3~3.2mm の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		o	上 向	板についての上向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
	W-1 (厚さ 9mm の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さが 19mm 未満
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 19mm 未満
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さが 19mm 未満
		o	上 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 19mm 未満
	W-2 (厚さ 25mm 以上の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		o	上 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さに制限なし
	W-3-0 (外径 100~120mm 厚さ 4~5.3mm の管)	r	有壁水平固定及び有壁鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 11mm 未満
		e	水平固定及び鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 11mm 未満 (拘束のある場合を除く)
	W-3 (外径 150~170mm 厚さ 9~11mm の管)	r	有壁水平固定及び有壁鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 19mm 未満
		e	水平固定及び鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 19mm 未満 (拘束のある場合を除く)
	W-4 (外径 200~300mm で厚さ 20mm 以上の管)	r	有壁水平固定及び有壁鉛直固定	姿勢及び母材の厚さに制限なし
		e	水平固定及び鉛直固定	姿勢及び母材の厚さに制限なし (拘束のある場合を除く)
	W-5 (管と管板の取り付け溶接)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		vh	立向及び横向	管板を立てて溶接する姿勢で母材の厚さに制限なし
		o	上 向	上向き姿勢で母材の厚さに制限なし
	W-6 (クラッド溶接)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		v	立 向	立向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		h	横 向	横向き姿勢で母材の厚さに制限なし
o		上 向	上向き姿勢で母材の厚さに制限なし	
アルミニウム又はアルミニウム合金	W-10 (厚さ 3mm の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		o	上 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
	W-11 (厚さ 8mm の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さが 17mm 未満
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 17mm 未満
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さが 17mm 未満
		o	上 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 17mm 未満
	W-12 (厚さ 20mm 以上の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		o	上 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さに制限なし
	W-13 (外径 100~150mm で厚さ 4mm の管)	r	有壁水平固定及び有壁鉛直固定	姿勢に制限なく、母材の厚さが 9mm 未満
		e	水平固定及び鉛直固定	姿勢に制限なく、母材の厚さが 9mm 未満 (拘束のある場合を除く)
	W-14 (外径 150~200mm で厚さ 12~15mm の管)	r	有壁水平固定及び有壁鉛直固定	姿勢に制限なく、母材の厚さが 25mm 未満
		e	水平固定及び鉛直固定	姿勢に制限なく、母材の厚さが 25mm 未満 (拘束のある場合を除く)
	W-15 (外径 200~300mm で厚さ 20mm 以上の管)	r	有壁水平固定及び有壁鉛直固定	姿勢及び母材の厚さに制限なし
		e	水平固定及び鉛直固定	姿勢及び母材の厚さに制限なし (拘束のある場合を除く)

別表第2 試験材及び溶接姿勢の区分と作業範囲 (2/2)

試験材の区分		溶接姿勢の区分		作業範囲
チタン	W-20 (厚さ 3mm の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
		o	上 向	板についての上向き姿勢で母材の厚さが 7mm 未満
	W-21 (厚さ 6mm の板)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さが 13mm 未満
		v	立 向	板についての立向き姿勢で母材の厚さが 13mm 未満
		h	横 向	板についての横向き姿勢で母材の厚さが 13mm 未満
		o	上 向	板についての上向き姿勢で母材の厚さが 13mm 未満
	W-23 (外径 89.1~114.3mm 厚さ 3mm の管)	r	有壁水平固定 及び有壁鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 7mm 未満
		e	水平固定 及び鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 7mm 未満 (拘束のある場合を除く)
	W-24 (外径 150~170mm 厚 さ 9~11mm の管)	r	有壁水平固定 及び有壁鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 19mm 未満
		e	水平固定 及び鉛直固定	姿勢の制限がなく、母材の厚さが 19mm 未満 (拘束のある場合を除く)
	W-26 (管と管板の取り付け溶 接)	f	下 向	下向き姿勢で母材の厚さに制限なし
		vh	立向及び横向	管板を立てて溶接する姿勢で母材の厚さに制限なし
		o	上 向	上向き姿勢で母材の厚さに制限なし

- (注) 1. 「拘束」とは実際に溶接を行う場合における高所作業、限られた狭い場所における作業等作業しにくい場所における種々の制限をいう。
2. 溶接規格第3部溶接士技能認証標準表-1に規定する  $T_F$  及び  $T_{FB}$  の場合、上表の試験材 W-0、W-1、W-3-0、W-3、W-10、W-11、W-13、W-14、W-20、W-21、W-23 及び W-24 の作業範囲は、母材の厚さに制限ないものとする。
3. 溶接規格第3部溶接士技能認証標準表-1に規定する G の場合、上表の作業範囲に示す「母材の厚さが 19mm 未満」又は「母材の厚さに制限なし」とあるのは、それぞれ「母材の厚さが試験材の厚さ未満」と読み替えるものとする。
4. 上表の試験材の区分が W-0 又は W-10 の場合における作業範囲は、f、v、h 及び o の 4 姿勢について確認を受けた場合、作業範囲に規定する溶接姿勢は、「姿勢制限なし」と読み替えるものとする。

別表第3 溶接士の技能の区分の対応

合格となったボイラー溶接士等の試験の種類		確認を受けようとする溶接を行う者の技能
船舶構造規則及び溶接工の技りょうに関する試験の方法を定める告示	M2種O級A	AW-1 fvho F-0
	M3種O級A	AW-2 fvho F-0
	M2種V級A	AW-1 fv F-0
	M3種V級A	AW-2 fv F-0
ボイラー及び圧力容器安全規則	特別ボイラー溶接士	AW-2 fvh F-0
	普通ボイラー溶接士	AW-1 fvo F-0

別表第4 溶接規格とJISの資格区分の対応

1. JIS Z3801

JIS 資格区分	A			N			G		
	溶接規格の資格区分								
1F	---			Ao	W-0	f	G	W-0	f
2F	A	W-1	f	Ao	W-1	f	---		
3F	A	W-2	f	Ao	W-2	f	---		
1V	---			Ao	W-0	v	G	W-0	v
2V	A	W-1	v	Ao	W-1	v	---		
3V	A	W-2	v	Ao	W-2	v	---		
1H	---			Ao	W-0	h	G	W-0	h
2H	A	W-1	h	Ao	W-1	h	---		
3H	A	W-2	h	Ao	W-2	h	---		
1O	---			Ao	W-0	o	G	W-0	o
2O	A	W-1	o	Ao	W-1	o	---		
3O	A	W-2	o	Ao	W-2	o	---		
1P	---			Ao	W-3-0	e	G	W-3-0	e
2P	A	W-3	e	Ao	W-3	e	---		
3P	A	W-4	e	Ao	W-4	e	---		

(備考)

- ① 溶接棒の区分は、試験に使用した溶接棒が該当する溶接規格第3部溶接士技能認証標準表-3の区分とする。
- ② 「-」の表示は、該当する試験の種類がJISにないものを示す。
- ③ 溶接方法Gの場合、作業範囲に係る母材の厚さは、確認を受けた試験材の厚さ未満とする。

2. JIS Z 3821

JIS 資格区分	CN			CA		TN			MN			MA		
	溶接規格の資格区分													
F	Ao	W-1	f	---		T	W-0	f	Mo	W-1	f	M	W-1	f
V	Ao	W-1	v	---		T	W-0	v	Mo	W-1	v	M	W-1	v
H	Ao	W-1	h	---		T	W-0	h	Mo	W-1	h	M	W-1	h
O	Ao	W-1	o	A	W-1	o	T	W-0	o	---		---		
P	Ao	W-3	e	---		T	W-3-0	e	---		---			

(備考)

- ① 溶接方法Ao及びAにおける溶接棒の区分、溶接方法Tにおける溶加材の区分並びに溶接方法Mo及びMにおける心線の区分は、試験に使用した溶接棒、溶加材又は心線が該当する溶接規格第3部溶接士技能認証標準表-3又は表-4の区分とする。
- ② JIS資格であるCN-Pにおいて、初層ティグ溶接を行った場合は、溶接規格の資格区分に対応しないものとする。
- ③ 「-」の表示は、該当する試験の種類がJISにないものを示す。



### 3. JIS Z3841

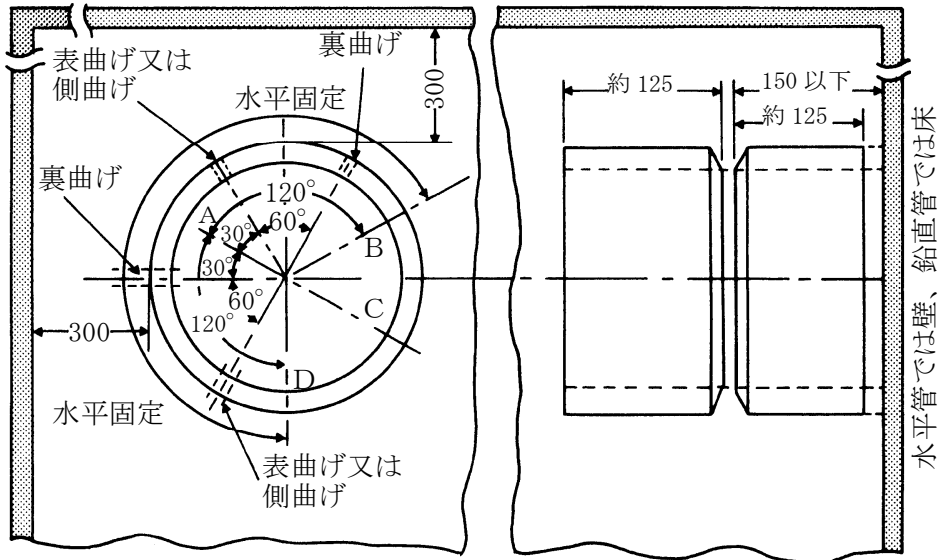
JIS 資格区分	S N			S A		
	溶接規格の資格区分					
1F	Mo	W-0	f	---		
2F	Mo	W-1	f	M	W-1	f
3F	Mo	W-2	f	M	W-2	f
1V	Mo	W-0	v	---		
2V	Mo	W-1	v	M	W-1	v
3V	Mo	W-2	v	M	W-2	v
1H	Mo	W-0	h	---		
2H	Mo	W-1	h	M	W-1	h
3H	Mo	W-2	h	M	W-2	h
1O	Mo	W-0	o	---		
2O	Mo	W-1	o	M	W-1	o
3O	Mo	W-2	o	M	W-2	o
1P	Mo	W-3-0	e	---		
2P	Mo	W-3	e	M	W-3	e
3P	Mo	W-4	e	M	W-4	e

(備考)

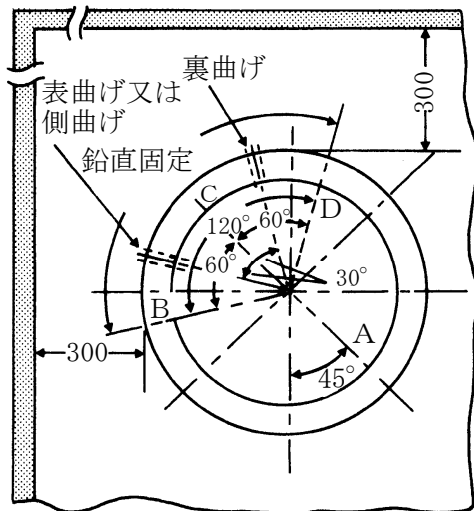
- ①溶接方法 Mo 及び M おける心線の区分は、試験に使用した心線が該当する溶接規格第 3 部溶接士技能認証標準表-4 の区分とする。
- ②「-」の表示は、該当する試験の種類が JIS にないものを示す。

別図 W-3-0r、W-3r、W-4r、W-13r、W-14r、W-15r、W-23r及びW-24rの試験材の寸法、取付け方法、試験片採取位置及び試験の方法

a) 天井



b) 壁



1. 寸法の単位は、mmとする。
2. 試験材は、本図に規定するほか JIS Z3801(1997)「手溶接技術検定における試験方法及び判定基準」を準用する。
3. 試験材は、適当な方法を用いて図 a) のように水平に固定して AB 及び AD 間を溶接する。D 点は水平軸の下端とする。次に図 b) のように試験材を鉛直に固定して BCD を溶接する。C 点は壁の隅の方向にする。溶接は B 点、D 点のいずれから開始してもよい。

4. 溶接方法の区分が溶接規格第 3 部溶接士技能認証標準表-1 に掲げる M 又は M<sub>o</sub> 及び M の場合にあつては、天井及び壁と試験材の間隔「300」とあるのは「500」と読み替えるものとする。
5. W-13r、W-14r、W-15r、W-23r 及び W-24r の場合にあつては、天井及び壁と試験材の間隔「300」とあるのは「500 (溶接方法の区分が溶接規格第 3 部溶接士技能認証標準表-1 に掲げるティグ溶接及び初層ティグ溶接の場合は 400)」と壁又は床と溶接部の間隔「150」とあるのは「350 (溶接方法の区分が溶接規格第 3 部溶接士技能認証標準表-1 に掲げるティグ溶接及び初層ティグ溶接の場合は 300)」と読み替えるものとする。
6. 図中「表曲げ又は側曲げ」とあるのは W-3-0r、W-3r、W-13r、W-14r 及び W-23r に対して表曲げと、W-4r、W-15r 及び W-24r に対しては側曲げとする。

別表 技術基準と日本機械学会「溶接規格」との対比表

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則	溶接規格 (N番号) 及び 設計建設規格 (PV番号、PP番号)									備考
	クラス1容器	クラス2容器	クラス3容器及びクラス3相当容器	クラスMC容器	クラス1配管	クラス2配管	クラス3配管及びクラス3相当配管	クラス4配管	補助ボイラ等	
<p>(材料及び構造)</p> <p>第十七条 設計基準対象施設(圧縮機、補助ボイラ、蒸気タービン(発電用のものに限る。)、発電機、変圧器及び遮断器を除く。)に属する容器、管、ポンプ若しくは弁若しくはこれらの支持構造物又は炉心支持構造物の材料及び構造は、次に定めるところによらなければならない。この場合において、第一号から第七号まで及び第十五号の規定については、使用前に適用されるものとする。</p> <p>十五 クラス1容器、クラス1管、クラス2容器、クラス2管、クラス3容器、クラス3管、クラス4管及び原子炉格納容器のうち主要な耐圧部の溶接部(溶接金属部及び熱影響部をいう。)は、次に定めるところによること。</p>										
イ 不連続で特異な形状でないものであること。	N-1010 PVB-4200	N-3010 PVC-4200	N-4010 PVD-4100	N-2010 PVE-4200	N-5010 PPB-4000	N-6010 PPC-4000	N-7010 PPD-4000	N-8010 PPH-4000	N-9050 (経済産業省 文書を準用)	
ロ 溶接による割れが生ずるおそれなく、かつ、健全な溶接部の確保に有害な溶込み不良その他の欠陥がないことを非破壊試験により確認したものであること。	N-1060	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	—		
	N-1070	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	—		
	N-1010 PVB-4200	N-3010 PVC-4200	N-4010 PVD-4100	N-2010 PVE-4200	N-5010 PPB-4000	N-6010 PPC-4000	N-7010 PPD-4000	N-8010 PPH-4000		
	N-1020	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	N-8140(準用1)		
	N-1030	N-3030	N-4140(準用2)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用2)	N-7140(準用2)	N-8140(準用2)		
	N-1040(2)	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	N-8140(準用1)		
	N-1050(1)	N-3050(1)	N-4050(1)	N-2050(1)	N-5050(1)	N-6050(1)	N-7050(1)	N-8050		
	N-1080	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	—		
	N-1090	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2090	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	—		
N-1100	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	N-8140(準用1)			
ハ 適切な強度を有するものであること。	N-1040(1)	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	N-8140(準用1)		
	N-1050(2)	N-3050(2)	N-4050(2)	N-2050(2)	N-5050(2)	N-6050(2)	N-7050(2)	—		
	N-1110	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	—		
	N-1120	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	—		
	N-1130	N-3140(準用1)	N-4140(準用1)	N-2140(準用1)	N-5140(準用1)	N-6140(準用1)	N-7140(準用1)	N-8140(準用1)		
ニ 機械試験その他の評価方法により適切な溶接施工法、溶接設備及び技能を有する溶接士であることをあらかじめ確認したものにより溶接したものであること。	N-0030									
	N-0040									
	N-0050									
	第2部 溶接施工法認証標準									
	第3部 溶接士技能認証標準									

注1：  
(準用1)とは、クラス1容器の対応する規定を適用することを言う。

注2：  
(準用2)とは、クラス2容器の対応する規定を適用することを言う。

注3：  
(経済産業省文書とは「発電用火力設備の技術基準の解釈」を言う。

注4：  
溶接規格においては溶接施工法及び溶接士に関する認証方法の規定はない。

日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」の適用に当たって

実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則第22条（監視試験片）第2号において、日本電気協会「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）」及び「原子炉構造材の監視試験方法（JEAC 4201-2007）[2010年追補版]」を適用するに当たっては、次表に掲げるところによる。

第22条	原子炉構造材の監視試験方法 JEAC 4201-2007
<p>設計基準対象施設に属する容器であって、一メガ電子ボルト以上の中性子の照射を受けその材料が著しく劣化するおそれがあるものの内部には、当該容器が想定される運転状態において脆性破壊を引き起こさないようにするために、照射の影響を確認できるよう次に定める監視試験片を備えなければならない。</p> <p>二 監視試験片は、容器の使用開始後に取り出して試験を実施することにより、容器の材料の機械的強度及び破壊じん性の変化を確認できる個数とすること。</p>	<p>SA-2240 監視試験片の再生 SA-2360 試験用カプセルの取り出し時期 SA-3000 監視試験方法 SA-3100 機械的性質の測定 SA-3200 中性子照射量の評価 SA-3300 最高温度の測定 SA-3400 照射効果の評価</p> <hr/> <p>附属書B 中性子照射による関連温度移行量及び上部棚吸収エネルギー減少率の予測 B-1000 適用 B-2000 関連温度移行量の予測（国内脆化予測法） （注）銅含有量が0.16%を超える材料に適用するに当たっては、評価期間における<math>RT_{NDT}</math>調整値がJEAC 4201-2004の関連温度移行量の予測の<math>RT_{NDT}</math>調整値を下回る場合、評価に用いる<math>RT_{NDT}</math>調整値は、JEAC 4201-2004の関連温度移行量の予測により得られる<math>RT_{NDT}</math>調整値とすること。 B-3000 上部棚吸収エネルギー減少率（<math>\Delta USE</math>）の予測（国内USE予測式）</p> <hr/> <p>附属書C 監視試験片の再生方法 C-1000 適用 C-2000 試験片の再生に関する要求事項 C-3000 再生試験片を用いた試験 C-4000 記録 C-5000 監視試験片再生に用いる標準接合法</p>

## 原子炉制御室における誤操作防止のための設備面への要求事項

### 1. 原子炉制御室の環境条件

運転員が適切に運転できるよう、原子炉制御室は、温度、照明、騒音に対して、快適な環境条件が考慮されていること。

### 2. 原子炉制御室の配置及び作業空間

(1) 全てのプラント運転状態において、運転員に過度な負担とならないよう以下を考慮すること。

① 人間と機械の役割分担が決められている。

② 原子炉制御室において集中して監視、操作する項目を定め、現場（原子炉制御室内裏側直立盤を含む）との役割分担が決められている。

③ 運転員の情報共有が有効になるよう考慮された設備配置となっている。

(2) 安全性を確保するために、プラント異常状態時に手動操作を要する場合は、運転員の監視、操作性を考慮した動作範囲とすること。

### 3. 制御盤の盤面配置

制御盤に設置される警報、表示装置、制御機器は、運転員の誤操作及び誤認識を防止できるように配置・配列されるとともに、統一性のある表示を用いること。

### 4. 表示システム（警報システムを含む）

#### (1) 情報機能

① プラントの系統・機器の状況を示す情報や安全上必要な情報は、網羅され、適切な位置に、理解し易い表示方法で運転員に提供されること。

② 発電所緊急時対策所との連絡・連携の機能にかかわる情報伝達の不備や誤判断が生じないよう考慮されていること。

③ 複数の運転員による監視ができるよう、安全上重要な情報は原子炉制御室の運転員が共有できる場所に表示できること。

#### (2) 警報機能

プラントの設備又はプロセスに異常が生じた場合、運転員に告知し、運転員の適切な運転対応操作を可能とすること。

#### (3) 運転支援

運転支援装置を用いる場合は、その装置の機能を喪失した場合にもプラントを安全に運転できる設備となっていること。運転支援装置とは、プラント設備の情報をより分かりやすい形に整理及び加工して表示することにより、運転員の判断、意思決定及びこれに伴う対応行動に関する助言を与え、運転員の監視及び操作を支援するための装置及びプラント状態の把握を支援する装置をいう（計算機が直接操作端を駆動する、

あるいは制御装置に自動的に起動信号や設定値を与える運転の自動化は運転支援ではない)。

## 5. 制御機能

- (1) 誤操作を可能な限り小さくするよう、制御機器は操作し易いものであること。
- (2) 原子炉制御室から制御する系統・機器は、プラントの安全を阻害するような非安全な操作ができないようにすること。
- (3) 自動操作する場合は、自動操作の進行を運転員が確認できること。

(注) 各項目に対する具体的仕様の例

1. (環境条件)	(a) 照明反射によるインターフェイス機器監視の阻害要因が排除されている。 (b) 運転員同士の会話が阻害されるような騒音が防止されている。
2. (配置・作業空間)	(a) 原子炉制御室の運転・操作エリアは、すべての運転状態において、運転員がそれぞれの運転タスクを適切に行えるよう、区分等が考慮されている。(区分：原子炉系、BOP系などの系統) (b) 原子炉制御室は、運転員相互の視認性及び運転員間のコミュニケーションを考慮して配置されている。 (c) 動作範囲としては、運転員動線と運転員同士の輻輳回避が考慮される。
3. (制御盤の盤面配置)	(a) 警報用パネル及び警報窓は、運転・操作エリアから監視できるようにする。 (b) 操作頻度の高い制御機器及び緊急時に操作を必要とする制御機器は、容易に手の届く範囲に配置する。操作に関連する指示計及び表示装置は、操作を行う位置から監視できるようにする。 (c) 機器は、左右逆となる鏡対称とならないよう配置する。 (d) 表示装置及び制御機器は、系統区分に従ったグループにまとめる。 (e) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 (f) コーディングの考え方が原子炉制御室全体で統一されている。 (g) ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつ。
4. (表示システム)	(1) 情報機能 運転員への情報提供として以下が考慮されている。 (a) 通常時及び事故時の運転に必要な情報や、安全上必要な情報は、網羅して表示される。また、事故時においても、あらかじめ定められた精度及び範囲で表示される。 (b) 情報の表示は、理解し易い適切な表示方法で行われている。 i) 指示計、記録計を用いる場合 i a) 系統区分に従ったグループにまとめる。 i b) 系統区分に従ったグルーピングと異なるグルーピングを同時に用いる場合は、異なるグルーピングが混乱の原因とならないよう配慮する。 i c) コーディングの考え方が原子炉制御室全体で統一されている。

	<p>i d) ラベリングは、同一プラント内で整合性をもつ。</p> <p>ii) CRT を用いる場合</p> <p>ii a) 安全上重要な設備に関する監視機能を適切な場所を実現する。</p> <p>ii b) 情報の配置、形状などの設定を一貫して適用し、個々の表示目的にふさわしい表示形式を選定する。また、タスク分析などに基づいて情報の適切な使われ方を考慮した形式で表示する。</p> <p>ii c) 運転員の慣習に適合した情報表示を行う。</p> <p>ii d) 機能分析及びタスク分析から必要とされる情報のまとまりを、極力一つの画面に表示する。</p> <p>ii e) 情報は、表示機能又は情報のまとまりごとにグループ分けする。</p> <p>(c) 制御盤や表示装置にミミックを用いる場合は、プロセスの流れ、事象の流れと整合性をとる。</p> <p>(d) 検出器などの不作動又は除外により、情報を提供できない場合は、運転員がそのことを知ることができる。</p> <p>(e) データ収集及びデータ処理において、入力信号のサンプリング周期及び処理速度が、プロセスの変化速度に十分追従できるものである。</p> <p>(f) 表示データの更新が、運転操作に対して十分な速度で行われる。</p> <p>(2) 警報機能</p> <p>運転員への警報提供として以下が考慮されている。</p> <p>(a) 警報発生に伴い、その確認と操作が運転員の負荷を過度に増加させないよう、考慮がなされている。</p> <p>(b) プラント運転状態に応じた不要な警報の発生を防止し、新たに発生した警報の確認を阻害しない。</p> <p>(c) 警報は、警報原因の速やかな運転対応操作ができるような場所に表示する。</p> <p>(d) 新たに発生した警報が音、点滅光等で認識できる。</p> <p>(e) 警報は、確認操作により、点滅光から連続点灯等、点灯状況が変わる。</p> <p>(f) 警報原因が消滅した場合は、警報は、元の状態に復帰できる。</p>
<p>5. (制御機能)</p>	<p>(a) 制御機器の大きさ、操作に要する力、触覚フィードバック等が考慮されている。</p> <p>(b) 制御機器の操作方法は、運転員の慣習に基づく動作・方向感覚に合致している。</p> <p>(c) 制御機器の色、形、大きさのコーディング方法や操作方法が一貫性を持ち、類似の制御機能と統一されている。安全上の重要な制御機器が、他の制御機器と識別できる。</p> <p>(d) タッチオペレーション方式による制御の場合は、以下とする。</p> <p>i) タッチ領域は、枠などを表示することにより、その領域がタッチ領域であることが区別された表示とする。</p> <p>ii) タッチを受け付けたことを示す打ち返し表示を行う。また、その打ち返し表示は、運転員の認知的特性に対して長すぎない時間内に行う。</p> <p>iii) プラント設備の操作にかかわるタッチ領域には、タッチミスが発生しないような大きさ及び間隔を確保する。</p> <p>iv) 原則として、一貫したタッチ方式を用いる。</p>

	<p>v) タッチ操作器の呼び出しによって表示される制御器及び操作器の数は、原則として1つとする。</p> <p>vi) 画面上に予め制御器及び操作器を配置しておく場合には、タッチ領域の大きさ及びタッチ領域間の距離を考慮して制御器及び操作器を配置する。</p> <p>(e) 情報の表示が制御の結果生じる状態と符合する。</p> <p>(f) 一つの制御機器とそれに関連する情報表示は近接して設置されるか、対の関係がわかるグルーピングである。</p> <p>(g) シーケンシャルな運転・操作では、操作とその結果の関係がわかり易いよう、制御機器と情報表示が構成されている。</p> <p>(h) 非安全な操作ができないための対応</p> <p>h-i) 制御機器の適切な配置</p> <p>h-ii) 固定式保護機構の設置</p> <p>h-iii) 取り外し可能な保護カバーの設置</p> <p>h-iv) インターロック</p> <p>h-v) 上記の組み合わせ</p> <p>(i) 自動操作において、運転員の許可や入力など条件設定を要する場合は、条件設定方法が運転員に理解し易いようにする。</p>
--	---