

## 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所の 原子炉補機冷却系の配管の状況に関する知見の規制上の取扱い に係る検討

令和5年6月14日  
原子力規制庁

### 1. 趣旨

本議題は、東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（以下「事故分析検討会」という。）において行われている東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所1号炉（以下「1F1号炉」という。）の原子炉補機冷却系統（以下「RCW」という。）の汚染に関する調査・分析から得られた知見（以下「本件知見」という。）について、現行の規制基準<sup>1</sup>との整理を報告するとともに、当該知見の規制上の取扱いに係る検討<sup>2</sup>を行うことの了承について諮るものである。

### 2. 経緯

1F1号炉においてRCW配管やRCWサージタンクの高線量汚染が確認されており、その推定原因として、溶融燃料が原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）から原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）に落下し、格納容器ペDESTAL内にある機器ドレンサンプを冷却するRCW配管を損傷し、放射性物質等のリークパスを形成した可能性が事故分析検討会において議論されている。

令和5年度第12回原子力規制委員会（令和5年5月24日）において、本件知見の規制上の取扱いに関する議論を行う前に、まず当該知見と現行の規制基準との整理を原子力規制委員会に報告するよう指示があった。

---

<sup>1</sup> 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。）に基づき定められる原子力規制委員会規則及び告示のうち許認可等の基準として定められるもの並びに行政手続法（平成5年法律第88号）第2条第8号ロに規定する審査基準として定められる内規類をいう。

<sup>2</sup> ここで、「規制上の取扱いに係る検討」とは、本件知見の規制基準への反映の要否等に係る検討も含めたものを指す。

### 3. 現行の規制基準との整理

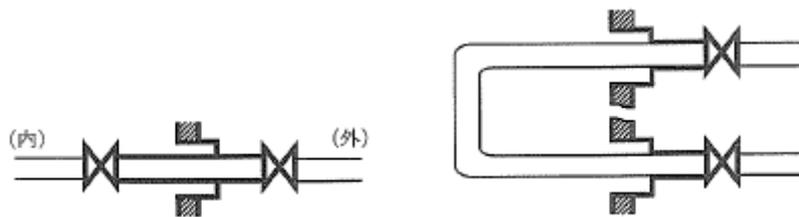
本件知見と関連する現行の規制基準上の要求の概要は以下のとおり。

#### ○格納容器を貫通する配管の隔離弁に関する要求

東京電力福島第一原子力発電所事故前の規制基準から、重大事故等は想定していないものの、格納容器を貫通する配管には隔離弁を設けることを要求している。例えば、格納容器の内側で閉じている配管<sup>3</sup>にあつては、原則として、格納容器の外側に1個の隔離弁（遠隔操作にて閉止可能な弁でもよく、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。）を設けること等が要求されている。

また、新規規制基準においては、重大事故等対処設備に対して、重大事故等時における使用条件においても必要な機能を有効に発揮することを要求しており、審査においては、重大事故等が発生した場合において格納容器のバウンダリとして期待する隔離弁（重大事故等時において格納容器内雰囲気と直接接触する隔離弁等）について、重大事故等時においてもその機能が維持されること等を確認している。

要求内容の詳細については参考資料1及び2を、沸騰水型原子炉（BWR）における隔離弁等の例については参考資料4をそれぞれ参照のこと。



図：格納容器を貫通する配管の隔離弁の例

左が格納容器内に開口部がある配管又は一次冷却系に接続しかつ格納容器の外側で閉じていない配管（主蒸気管など）の例、右が格納容器の内側で閉じている配管（RCW配管など）の例。太線は格納容器バウンダリを表す。日本電気協会規格「原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程」(J E A C 4 6 0 2 - 2 0 1 6)の図1及び4から抜粋。

<sup>3</sup> 格納容器を貫通し、かつ、一次冷却系及び格納容器内に開口部がない配管

#### ○格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に関する要求

新規制基準においては、重大事故が発生した場合において格納容器の破損を防止するため、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するために必要な設備を設けること等を要求している。

要求内容の詳細については参考資料 1～3 を、具体的な対策の例については参考資料 5 をそれぞれ参照のこと。

#### 4. 本件知見の規制上の取扱いに係る検討（委員会了承事項）（案）

- 本件知見の事象、すなわち、重大事故が発生した場合において、溶融炉心が圧力容器を破損して格納容器下部に落下し、格納容器外に貫通し圧力開放部を持つ配管系につながる配管・機器（配管等）を損傷することによる放射性物質を含む格納容器内の流体の格納容器外（原子炉建屋）へのリークパスの形成は、1 F 1号炉以外のプラント<sup>4</sup>においても、1 F 1号炉と同様に圧力容器直下の床面や壁面にRCW等の配管等を敷設する設計（以下「本件知見の事象が発生する可能性のある設計」という。）であれば発生する可能性がある。
- また、格納容器を貫通する配管の隔離弁のうち、RCW配管の隔離弁のように、重大事故等が発生した場合において格納容器のバウンダリとして期待していない隔離弁については、重大事故等時においても機能が維持されることを要求していない。
- 一方で、そもそも、1 F 1号炉以外のプラントにおいて、本件知見の事象が発生する可能性のある設計を持つものが存在するかについては精査が必要である。また、当該設計をもつプラントが存在する場合でも、当該プラントにおいて、新規制基準における格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に関する要求への対応等の中で、本件知見に関連する対策を講じている可能性がある。
- したがって、1 F 1号炉以外のプラントにおける配管等の設計等を確認するとともに、当該事象へのとり得る対策を議論し、本件知見の規制上の取扱いについて検討することを了承していただきたい。
- 検討を進めるに当たっては、1 F 1号炉以外のプラントについて、格納容器下部の配管の配置や隔離弁の詳細な設計、新規制基準対応の中で事業者が講じた当該知見に関連する対策（事業者による自主的な対策も含む。）の詳細、本件知見について追加的に対策を講じる場合の他の対策への影響等、プラン

---

<sup>4</sup> 東京電力ホールディングス株式会社福島第一原子力発電所 2～6号炉及び廃止措置計画が認可された原子力発電所を除く。

ト毎の実態に係る情報が必要となる。これら検討を進めるに当たり必要な情報については、事業者提供を求め、聴取することとする。

- 本件知見の規制上の取扱いに係る検討については、既に東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の規制への取り入れに関する作業チーム及び東京電力福島第一原子力発電所事故に関する知見の規制への取り入れに関する作業チーム事業者意見聴取会合が立ち上がっていることから、当該体制において進めることとし、検討の状況は、必要に応じて原子力規制委員会に報告することとする。

#### 5. 参考

参考資料 1	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）（抜粋）（P. 5～23）
参考資料 2	実用発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（原規技発第 1306194 号）（抜粋）（P. 24～35）
参考資料 3	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（原規技発第 1306197 号）（抜粋）（P. 36）
参考資料 4	日本電気協会規格 原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程（J E A C 4 6 0 2 - 2 0 1 6）（抜粋・原子力規制庁において一部加筆）（P. 37）
参考資料 5	東海第二原子力発電所に関する審査の概要（抜粋）（P. 38）

**参考資料 1**  
**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（抜粋）**

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	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
<p>(原子炉格納施設)</p> <p>第三十二条 原子炉格納容器は、一次冷却系統に係る発電用原子炉施設が損壊し、又は故障した場合において漏えいする放射性物質が公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力に十分に耐えることができ、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないものでなければならない。</p> <p>2 原子炉格納容器バウンダリを構成する設備は、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するものでなければならない。</p> <p>3 原子炉格納容器を貫通する配管には、隔離弁（安全施設に属するものに限る。次項及び第五項において同じ。）を設けなければならない。ただし、計測装置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については、この限りでない。</p> <p>4 主要な配管（事故の収束に必要な系統の配管を除く。）に設ける隔離弁は、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる場合</p>	<p>第32条（原子炉格納施設）</p> <p>1 第1項に規定する「想定される最大の圧力、最高の温度及び適切な地震力」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力及び温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生並びに放射性物質の濃度について評価した結果が、それぞれの判断基準に対し最も厳しくなる事象をいう。具体的には、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」に定めるところによる。</p> <p>2 第1項について、具体的な評価は「BWR・MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定）等による。</p> <p>3 第4項に規定する「隔離弁」とは、自動隔離弁（設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁を含</p>

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	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
<p>において、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有するものでなければならない。</p>	<p>む。)、通常時にロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。上記でいう「設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁」とは、原子炉格納容器壁を貫通する配管に、原子炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する逆圧が全て喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるように設計された逆止弁をいう。</p> <p>4 第4項に規定する「主要な配管」とは、隔離弁を設けなければならない配管系のうち、高温運転時に隔離弁が閉止されているように設計された配管を除き、通常運転状態のまま放置すれば原子炉格納容器からの許容されない漏えいの原因となるおそれがある配管をいう。</p> <p>5 第4項に規定する「自動的、かつ、確実に閉止される機能」とは、安全保護系からの原子炉格納容器隔離信号等により自動的に閉止され、かつ、隔離弁以外の隔離障壁とあいまって、単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいを低減し得ることをいう。</p> <p>6 第4項に規定する「事故の収束に必要な系統の配管を除く」とは、非常用炉心冷却系の配管等、その系統に期待される安全機能を阻害しないために、自動隔離信号によって閉止することを要しないことをいう。ただし、その場合であっても、それらの</p>

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	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
<p>5 発電用原子炉施設には、次に掲げるところにより隔離弁を設けなければならない。</p> <p>一 原子炉格納容器に近接した箇所に設置するものとする。</p> <p>二 原子炉格納容器内に開口部がある配管又は原子炉冷却材圧力バウンダリに接続している配管のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあつては、原子炉格納容器の内側及び外側にそれぞれ一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、その一方の側の設置箇所における配管の隔離弁の機能が、湿気その他隔離弁の機能に影響を与える環境条件によって著しく低下するおそれがあると認められるときは、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設けることをもって、これに代えることができる。</p> <p>三 原子炉格納容器を貫通し、貫通箇所の内側又は外側において閉じている配管にあつては、原子炉格納容器の外側に一個の隔離弁を設けるものとする。ただし、当該格納容器の外側に隔離弁を設けることが困難である場合においては、原子炉格納容器の内側に一個の隔離弁を適切に設けることをもって、これに代えることができる。</p>	<p>配管系により、原子炉格納容器の隔離機能が失われてはならない。</p> <p>なお、自動的に閉止される隔離弁も事故後の必要な処置のため隔離解除が考慮されていなければならない。</p> <p>7 第5項第2号に規定する「原子炉格納容器の外側で閉じていないもの」とは、設計基準事故時の配管系の状態を考慮し、隔離されない場合、原子炉格納容器内雰囲気から外部への放射性物質の許容されない放出の経路となるものをいう。</p>

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	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
<p>四 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ときは、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をもって、前二号の規定による隔離弁の設置に代えることができる。</p> <p>五 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ものとする。</p> <p>6 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が損壊し、又は故障した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健全性に支障が生ずる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（安全施設に属するものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>7 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が損壊し、又は故障した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、放射性物質の濃度を低減させるため、原子炉格納施設内の雰囲気浄化系（安全施設に係るものに限る。）を設けなければならない。</p> <p>8 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が損壊し、又は故障した際に生ずる水素及び酸素により原子炉格納容器の健全性を損なうおそれがある場合は、水素及び酸素の濃度を抑制するため、可燃性ガス濃度制御系（安全施設に係るもの</p>	<p>8 第5項第4号に規定する「圧力開放板」の設置は、別途設置される重大事故緩和設備の機能に影響を与えないことが示される場合に限り設置できるものとし、その場合、格納容器設計圧力を下回る設定圧で圧力開放板を開放させてもよい。</p> <p>9 第6項に規定する「原子炉格納容器内において発生した熱を除去する設備」とは、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を十分に低下させ得る機能を有するもので、例えば、原子炉格納容器スプレイ系及びその熱除去系をいう。</p> <p>10 第7項に規定する「原子炉格納施設内の雰囲気浄化系」とは、沸騰水型軽水炉においては、非常用ガス処理系及び非常用再循環ガス処理系、原子炉格納容器スプレイ系等を、加圧水型軽水炉においては、アニュラス空気再循環設備及び原子炉格納容器スプレイ系等をいう。</p> <p>11 第8項に規定する「水素及び酸素の濃度を抑制する」とは、原子炉格納容器の内部を不活性な雰囲気に保つこと、又は必要な場合再結合等により水素若しくは酸素の濃度を燃焼限界以下に抑制することをいう。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
に限る。)を設けなければならない。	

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	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
<p>第三章 重大事故等対処施設</p> <p>(重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>第三十七条 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>第3章 重大事故等対処施設</p> <p>第37条 (重大事故等の拡大の防止等)</p> <p>(炉心の著しい損傷の防止)</p> <p>1-1 第1項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないように設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故シーケンスグループ(以下「想定する事故シーケンスグループ」という。)とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a)必ず想定する事故シーケンスグループ</p> <p>①BWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 高圧・低圧注水機能喪失</li> <li>・ 高圧注水・減圧機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ LOCA時注水機能喪失</li> </ul>

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	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
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</li> </ul> <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> <li>・ ECCS 注水機能喪失</li> <li>・ ECCS 再循環機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）</li> </ul> <p>(b)個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ</p> <p>① 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</p> <p>② その結果、上記1-1(a)の事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」については、上記1-1(a)の事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の</p>

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	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
	<p>観点から同程度であるか等から総合的に判断するものとする。</p> <p>1-2 第1項に規定する「炉心の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。</p> <p>(a) 想定する事故シーケンスグループのうち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、炉心の著しい損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。</p> <p>(b) 想定する事故シーケンスグループのうち炉心の著しい損傷後の原子炉格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス等）にあつては、炉心の著しい損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>1-3 上記1-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。</p> <p>(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(c) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p>

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	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
<p>2 発電用原子炉施設は、重大事故が発生した場合において、原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>(d) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>1-4 上記1-2(a)の「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。</p> <p>1-5 上記1-3(a)の「炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量について、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。</p> <p>(a) 燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。</p> <p>(b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>1-6 上記1-3及び2-3の評価項目において、限界圧力又は限界温度を評価項目として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。</p> <p>(原子炉格納容器の破損の防止)</p> <p>2-1 第2項に規定する「重大事故が発生した場合」において想定する格納容器破損モードは、以下の(a)及び(b)の格納容器破損モード(以下「想定する格納容器破損モード」という。)とする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格</p>

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	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
	<p>納容器破損モードの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a) 必ず想定する格納容器破損モード</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 格納容器直接接触（シェルアタック）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した格納容器破損モード</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 個別プラントの内部事象に関するP R A及び外部事象に関するP R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</li> <li>② その結果、上記2－1(a)の格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードが抽出された場合には、想定する格納容器破損モードとして追加すること。</li> </ol> <p>2－2 第2項に規定する「原子炉格納容器の破損及び工場等外への放射性物質の異常な水準の放出を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。</p>

実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
	<p>(a) 想定する格納容器破損モードに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。</p> <p>2-3 上記2-2の「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。</p> <p>(a) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。</p> <p>(b) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が最高使用温度又は限界温度を下回ること。</p> <p>(c) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器の破損までに原子炉冷却材圧力は2.0MPa以下に低減されていること。</p> <p>(e) 急速な原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(f) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。</p> <p>(g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること。</p>

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	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
<p>3 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、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。）の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>(h) 原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>(i) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>2-4 上記2-3(f)の「原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。</p> <p>(a) 原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>(使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止)</p> <p>3-1 第3項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、使用済燃料貯蔵槽内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の想定事故とする。</p> <p>(a) 想定事故1： 使用済燃料貯蔵槽の冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料貯蔵槽内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。</p> <p>(b) 想定事故2：</p>

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	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
<p>4 発電用原子炉施設は、重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合において、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措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>サイフォン現象等により使用済燃料貯蔵槽内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料貯蔵槽の水位が低下する事故。</p> <p>3-2 第3項に規定する「貯蔵槽内燃料体等の著しい損傷を防止するために必要な措置を講じたもの」とは、想定事故1及び想定事故2に対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <p>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。  (b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。  (c) 未臨界が維持されていること。</p> <p>(運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止)</p> <p>4-1 第4項に規定する「重大事故に至るおそれがある事故が発生した場合」とは、運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の(a)及び(b)の事故（以下「想定する運転停止中事故シーケンスグループ」という。）とする。なお、(a)の運転停止中事故シーケンスグループについては、(b)における運転停止中事故シーケンスグループの検討結果如何にかかわらず、必ず含めなければならない。</p> <p>(a) 必ず想定する運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失（RHRの故障による停止時冷却機能喪失）</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出</li> </ul>

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	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
	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 反応度の誤投入</li> </ul> <p>(b) 個別プラント評価により抽出した運転停止中事故シーケンスグループ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 個別プラントの停止時に関する P R A (適用可能なもの) 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。</li> <li>② その結果、上記 4 - 1 (a) の運転停止中事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす運転停止中事故シーケンスグループが抽出された場合には、想定する運転停止中事故シーケンスグループとして追加すること。</li> </ul> <p>4 - 2 第 4 項に規定する「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に必要な措置を講じたもの」とは、想定する運転停止中事故シーケンスグループに対して、以下の評価項目を満足することを確認したものをいう。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(a) 燃料有効長頂部が冠水していること。</li> <li>(b) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</li> <li>(c) 未臨界を確保すること (ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。)</li> </ul>

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	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
<p>(重大事故等対処設備)</p> <p>第四十三条 重大事故等対処設備は、次に掲げるものでなければならない。</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ものであること。</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ものであること。</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試験又は検査ができるものであること。</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ものであること。</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ものであること。</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じたものであること。</p> <p>2 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</p>	<p>第43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、本規程第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号の適用に当たっては、第12条第4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位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>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。)は、前項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</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ものであること。</p> <p>二 二以上の発電用原子炉施設において共用するものでないこと。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は、共通要因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、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>3 可搬型重大事故等対処設備に関しては、第一項に定めるもののほか、次に掲げるものでなければならない。</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ものであること。</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</p>	<p>4 第2項第3号及び第3項第7号に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性を考慮したものをいう。</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>

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	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
<p>炉施設が相互に使用することができるよう、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講じたものであること。</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ものであること。</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じたものであること。</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</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こと。</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つ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</p>

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	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
<p>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、適切な措置を講じたものであること。</p> <p>七 重大事故防止設備のうち可搬型の場合は、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、適切な措置を講じたものであること。</p>	<p>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位置、構造及び設備の基準に関する規則	実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈
<p>(原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備)</p> <p>第五十一条 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、熔融し、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設けなければならない。</p>	<p>第51条 (原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備)</p> <p>1 第51条に規定する「熔融し、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熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔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>

参考資料 2  
 実用発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（抜粋）

実用発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>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、漏えい率試験規程2008又は漏えい率試験規程2017の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の適用に当たって（別記－8）」の要件を付した試験ができること。</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）及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針（JEAG 4217-2018）、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程（JEAC 4207-2016）及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC 4203-2017）」に関する技術評価書」（原規技発第2107219号（令和3</p>

実用発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>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>年 7 月 2 1 日原子力規制委員会決定))</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</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>て水封が維持されること</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること</li> <li>－ 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</li> </ul> <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のアニュ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の原子炉圧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ずること。</p> <p>10 第2号ホに規定する「漏えい試験ができる」とは、漏えい率試験規程2008又は漏えい率試験規程2017の規定に「日本電気協会「原子炉格納容器の漏えい率試験規程」の適用に当たって(別記-8)」の要件を付した試験ができること。</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)及び「日本電気協会「原子力発電所用機器における渦電流探傷試験指針(JEAG 4217-2018)、軽水型原子力発電所用機器の供用期間中検査における超音波探傷試験規程(JEAC 4207-2016)及び原子炉格納容器の漏えい率試験規程(JEAC 4203-2017)」に関する技術評価書」(原規技発第2107219号(令和3年7月21日原子力規制委員会決定)))</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>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</p>

実用発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>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</p>	<p>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な素除去効率</li> <li>・ガス処理設備の処理容量</li> </ul> <p>(2) PWR</p> <p>a) アニュラス空気浄化設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・浄化装置のフィルターのような素除去効率</li> <li>・アニュラス負圧達成時間</li> <li>・浄化装置の処理容量</li> </ul> <p>1 5 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>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</p>

実用発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>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>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>17 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>18 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>19 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>(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>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>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>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、接続部の規格の統一その他の適切な措置を講ずること。</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、共通要因の特性を踏まえ、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つ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</p>

実用発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 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>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>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>	

<p>実用発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熔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、熔融し、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熔融炉心を冷却するための設備)</p> <p>1 第66条に規定する「熔融し、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熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔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>

### 参考資料 3

実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（抜粋）

#### 1. 8 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等

##### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、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手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

##### 【解釈】

1 「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手順等」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手順等をいう。

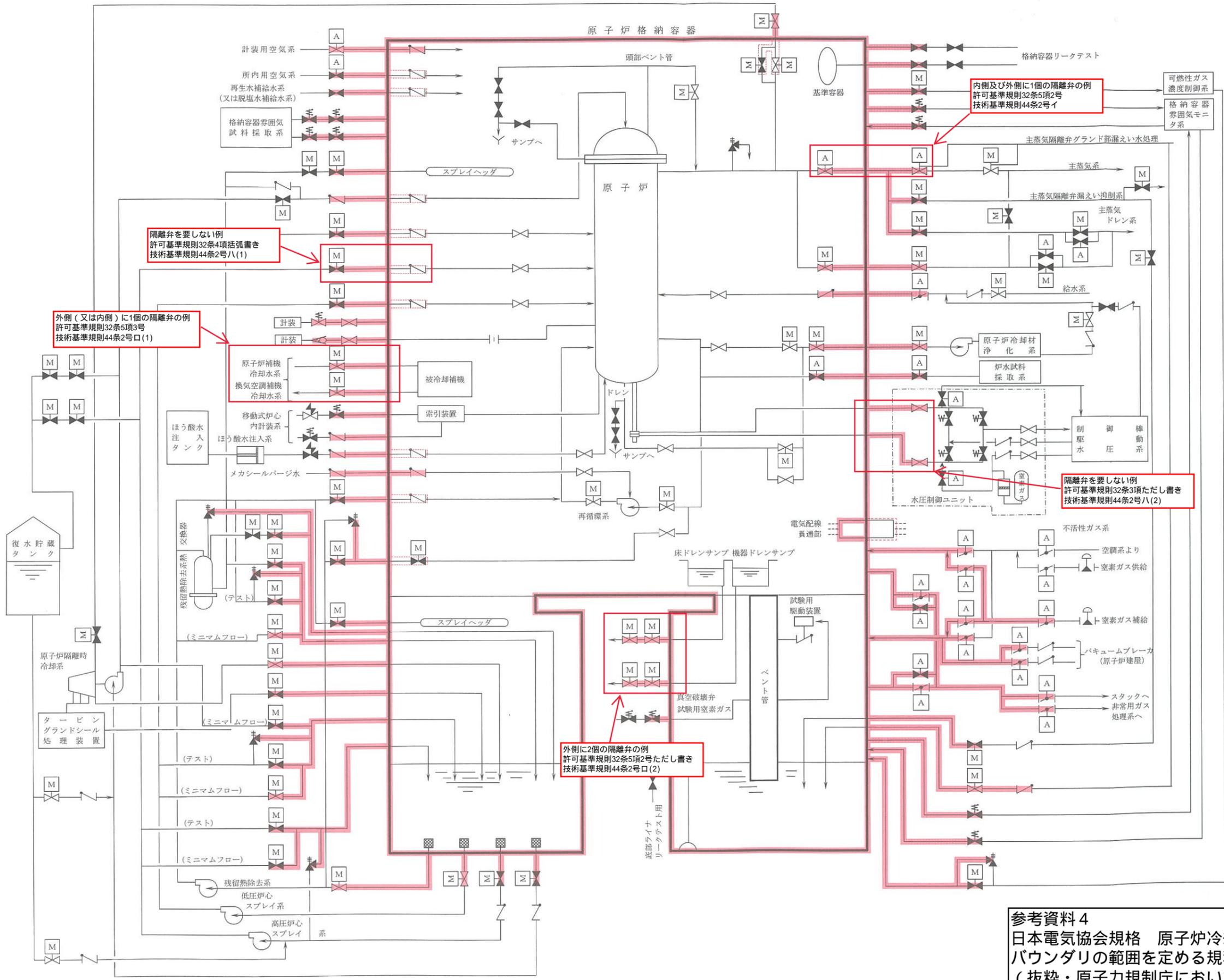
なお、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却は、溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び溶融炉心が拡がり原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

(1) 原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却

a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器下部注水設備により、原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

(2) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下遅延・防止

a) 溶融炉心の原子炉格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉压力容器へ注水する手順等を整備すること。



記号	説明
	仕切弁又は玉型弁 (手動)
	" " (モータ駆動)
	" " (空気駆動)
	電磁弁
	逆止弁
	" (空気により強制閉鎖可能なもの)
	バタフライ弁 (空気駆動)
	制御弁 (ダイヤフラム)
	爆破弁
	エクセスフローチェック弁
	安全弁又は逃がし弁
	オリフィス

・凡例  
 格納容器バウンダリ  
 (ただし は、 の部分と の部分とのいずれか一方を格納容器バウンダリとして選択するものとする。)  
 ・注：弁の開閉状態は通常の運転状態を示す。

参考資料4  
 日本電気協会規格 原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリの範囲を定める規程 (J E A C 4 6 0 2 - 2 0 1 6)  
 (抜粋・原子力規制庁において一部加筆)

参考図-7 BWR原子炉格納容器バウンダリの具体例

## 重大事故の拡大を防止する対策（炉心が溶けた状態を想定） 落下した溶融炉心に対する対策

- 格納容器下部（ペDESTアル）の水位については、以下の観点から、水位1mに設定することを確認。
  - ・溶融燃料－冷却材相互作用の影響抑制の観点では水位をできる限り低くすることが望ましいこと
  - ・溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリートへの影響抑制の観点ではペDESTアル（ドライウェル部）への注水を開始するまでの間、落下した燃料の冠水状態を維持するために水位1m以上が必要であること
- 溶けた燃料によるコンクリート侵食を抑制するために、ペDESTアル（ドライウェル部）にコリウムシールドを設置することを確認。

