

原子炉補機冷却システムの汚染に関する調査・分析から得られた知見の 規制への反映に向けた検討状況

令和6年1月24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（以下「作業チーム」という。）における検討のうち、第5回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（令和5年11月1日。以下「第5回意見聴取会」という。）において発電用原子炉設置者、メーカー及び原子力エネルギー協議会（A T E N A）（以下「原子力事業者等」という。）から聴取した結果を報告し、今後の対応について委員間で討議いただくものである。

2. 経緯

令和5年度第15回原子力規制委員会（令和5年6月14日）において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「福島第一1号炉」という。）の原子炉補機冷却システム（以下「RCW¹」という。）の汚染に関する調査・分析から得られた知見（以下「RCW汚染に関する論点」という。）について規制上の取扱いについて検討を開始することが了承された。また、令和5年度第29回原子力規制委員会（令和5年8月30日）において、当面は、RCW汚染に関する論点の検討を優先的に進めることが了承された。

第4回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（令和5年6月21日。以下「第4回意見聴取会」という。）において、原子力事業者等に対して、プラントごとの原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）下部の配管の配置等、検討を進めるに当たり必要な情報について整理し提供することを求めた。

今般、原子力事業者等においてその結果が整理できたことから、作業チームにおいて第5回意見聴取会を開催し、原子力事業者等からRCW汚染に関する論点に係る各プラントの調査結果等について聴取した。なお、第5回意見聴取会には、作業チームに加えて杉山原子力規制委員会委員にも参加いただいた。

3. 事業者等からの聴取結果

原子力事業者等から聴取した各プラントの調査結果のポイントは以下のとおり。

(1) 調査内容

- 廃止措置中及び詳細な設計が決まっていないプラントを除き、全てのプラントについて、原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）から溶融炉心が落下した場合に直接的な影響を受ける可能性がある配管及び当該配管に設置

¹ Reactor Component Cooling Water System あるいは Reactor Building Cooling Water System

されている隔離弁やその設計について調査するとともに、新規制基準対応の中で講じた対策のうち、落下した溶融炉心による配管等への影響や格納容器外への漏えいに関して効果が期待できる対策について調査した。調査に当たっては、設計図書で確認するだけでなく、現場調査も行っている。

(2) 加圧水型軽水炉（PWR）の調査結果

- PWRについては、RCW配管は圧力容器下部にないものの、圧力容器から落下する溶融炉心の影響を受ける格納容器サンプへのドレン配管等の配管がある。しかしながら、これらの配管は格納容器を貫通していないことから、当該配管を通じて格納容器外への漏えいが発生する可能性はなく、対策が必要となる配管はない。

(3) 沸騰水型軽水炉（BWR）の調査結果

- BWRにおいては、格納容器の型式によってRCW配管の設置場所が異なり、Mark-II、Mark-II改、RCGV²については圧力容器から溶融炉心が落下した場合に影響を受ける可能性がある。一方、Mark-I改型の格納容器ではRCW配管が圧力容器の直下でないことから、溶融炉心の影響を受けるおそれはない。
- RCW配管のほか、原子炉冷却材ボトムドレン配管、制御棒駆動系配管、計装配管など圧力容器から溶融炉心が落下した場合に直接的な影響を受ける可能性がある配管であって、格納容器を貫通する配管が存在する。RCW配管を含めこれらの配管には原則として格納容器隔離弁の設置が義務づけられているが、一部の小口径配管には格納容器隔離弁の設置要求はない³。
- 格納容器隔離弁として、常時閉止の手動弁、逆止弁、自動隔離信号により閉止する弁（以下「自動隔離弁」という。）又は遠隔操作により閉止する弁（以下「遠隔操作弁」という。）が設置されており、重大事故環境下（200℃、2 Pd）での構造健全性を確認している。また、自動隔離弁及び遠隔操作弁については非常用電源に接続されており、Fail close⁴又はFail as is⁵に設計されている。
- 全交流電源喪失のような駆動源が失われる場合には、Fail as is設計の弁は自動隔離又は遠隔操作することができなくなるが、新規制基準対応により整備した代替交流電源設備により交流電源を復旧させた上で、溶融炉心が圧力容器を貫通する前までに隔離弁を閉止することが可能である。このような本来閉止状態となるはずの格納容器隔離弁が閉止されていない場合には、運転操作として電源復旧後には閉止操作を行うこととしているが、各事業者において細かい状況は異なっている可能性もあるため、より詳細については更なる調査が必要。ただし、保安規定の添付において、格納容器隔離が必要な場合の手順として、格納容器隔離弁が自動作動しない場合に直ちに手動で当該弁を全閉する旨が記載されており、基本的な考え方は重大事故等時でも同様である。
- Fail as is設計としている弁については、仮にFail close設計とした場合、プラントの通常運転時に誤動作した場合に運転時の異常な過渡変化を引き

² Reinforced Concrete Containment Vessel（鉄筋コンクリート製原子炉格納容器）

³ 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）第32条参照

⁴ 駆動源喪失時に閉止動作する弁

⁵ 駆動源喪失時に開閉状態を維持する弁

起こすなど悪影響を及ぼす可能性があることから、現行の設計としている。仮にこれをFail close設計に変更すると、プラント全体の設計を見直すこととなり、慎重な検討が必要である。

- 格納容器隔離弁の設置要求がない小口径配管（制御棒駆動系配管、計装配管）については、接続される配管ルート上に逆止弁等が設置されており、開放端がないことから、格納容器外（原子炉建屋等）に漏えいする可能性は考えがたい。なお、東京電力による福島第一1号炉原子炉建屋の空間線量率測定においては、制御棒駆動水圧系の周辺においてバックグラウンドに比較して空間線量率が高いといった状況は確認されておらず、現時点では、こうした配管から漏えいがあったとまでは考えていない。
- 計装配管は、運転中の原子炉水温度及び原子炉圧力を考慮した設計であることから重大事故環境下においても耐えられる設計であると考えられる。制御棒駆動系配管は原子炉圧力を考慮した設計であることから重大事故時の格納容器圧力に耐えられる設計と考えられ、配管ルート上の弁等は格納容器から離れた位置に設置されており、放熱等を考慮すれば重大事故時の格納容器温度より十分低くなることから、構造健全性は保たれると考えられる。また、上記のほか、これらの配管等の耐震性等の設計は、格納容器バウンダリに悪影響を及ぼさないような設計としている。
- 日本原子力発電株式会社東海第二発電所では、新規制基準対応としてペDESTアル内への水の流入を制限するため、RCW配管に制限弁を設置している。制限弁は、代替交流電源からの給電が可能であり、格納容器圧力高信号等により自動閉止する設計とするとともに、重大事故環境を考慮した設計である。このため、圧力容器下部のRCW配管が破損した場合でも制限弁により原子炉格納容器外への漏えいの抑制に期待できる。
- その他新規制基準対応で整備した格納容器下部注水設備やコリウムシールドといった設備についても、格納容器の型式によって差異はあるものの、溶融炉心が配管に与える影響を軽減させる効果に期待できる部分もあると考えられる。

(4) その他

- 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において議論されている逆止弁に関しては、現在、東京電力において調査中であり、その状況を踏まえつつATENA等とも連動して対応していくことを考えている。

4. 今後の対応（委員間討議）

原子力事業者等からの聴取結果も踏まえRCW汚染に関する論点の規制上の取扱いについて整理すると、作業チームとしては以下のように考えているところ、これについて原子力規制委員会において討議いただきたい。

- RCW汚染に関する論点は、本来維持されているはずの格納容器バウンダリにおいて、溶融炉心の圧力容器下部への落下に伴って配管等が破損することにより、従属的に格納容器バイパス事象が引き起こされる可能性を示唆するものである。
- 既設のPWRについては、圧力容器下部に格納容器を貫通する配管はないことからRCW汚染に関する論点について検討不要と考えられる。一方、BWRに

については炉型や格納容器の型式によって対象は異なるものの、圧力容器下部に格納容器を貫通する配管があることから、RCW汚染に関する論点について検討が必要と考えられる。

- 新規規制基準適合後のBWRにおいては、圧力容器から溶融炉心が落下し、圧力容器下部の配管を破損させた場合でも、新規規制基準に適合するために整備された設備（代替交流電源設備）を活用することで、運転操作と相まって、格納容器隔離弁を閉止し、格納容器外への漏えいを防止する措置を講じることは可能と考えられる。ただし、この措置が格納容器隔離弁を閉止するための具体的な手順として明確化されていることを確認したものではないため、当該手順が確実になされることの確認が必要である。
- 現行の規制においては、格納容器バウンダリを維持することを要求しているが、溶融炉心の落下による圧力容器下部の配管の破損による影響は必ずしも明確に考慮されていなかったことから、今後の新規規制基準適合性審査においては溶融炉心による圧力容器下部の配管等が損傷した場合を考慮した確認を行うとともに、RCW汚染に関する論点について、重要な知見として何らかの形で文書化する必要がある。
- 上記を踏まえ、今後の対応として、BWRにおける格納容器隔離弁を閉止するための具体的な手順がRCW汚染に関する論点を考慮した上で確実に実施されるかなどについて、改めて意見聴取会の場で詳細に確認することとしてはどうか。また、当該確認の結果等を踏まえた上で、RCW汚染に関する論点の規制上の取扱いについて、原子力規制委員会としての考え方をとりまとめることとしてはどうか。
- なお、RCW汚染に関する論点をさらに深掘りすれば、格納容器の隔離設計の在り方の議論と捉えることもできる。現行の格納容器の隔離設計は従来の設計基準事故までを想定した設計を前提にしたものであることから、重大事故まで考慮した場合の格納容器の隔離設計の在り方については、引き続き検討していくこととしてはどうか。

5. 参考資料

- 参考1 東京電力福島第一原子力発電所1号炉の原子炉補機冷却システムの汚染に関する調査・分析から得られた知見に関する各プラントの調査結果について（第5回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 資料5-1）（P.5~34）
- 参考2 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び施設の基準に関する規則の解釈（原規技発第1306193号）（抜粋）（P.35~53）
- 参考3 実用発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.54~65）
- 参考4 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の結果を踏まえたこれまでの主な対応状況（P.66）

東京電力福島第一原子力発電所1号炉の 原子炉補機冷却システムの汚染に関する調査・分析から 得られた知見に関する各プラントの調査結果について

2023年11月1日
原子力エネルギー協議会
(ATENA)

余白

目次

1. はじめに
2. 調査対象プラント
3. 調査①
4. 調査②
5. まとめ

1. はじめに

(1) 経緯

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では、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について、規制上の取扱いに係る検討を進めることとし、第15回原子力規制委員会（2023年6月14日）にて了承された。

これを受け、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が本検討を進めるに当たり、廃炉プラント等を除くBWR、PWR全プラントを対象に、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する対策等、プラント毎の実態に係る情報を整理し提供するよう事業者に対して要望があったことから、各プラントについて調査を行った。

(2) 調査内容

- 調査①：原子炉圧力容器から溶融炉心（以下「デブリ」という。）が落下した場合、デブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管及びその配管への隔離弁の設置状況・隔離弁の設計等
- 調査②：新規制基準対応の中で講じた対策のうち当該知見（デブリの直接的な影響を受けた配管を通じ、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）へのリークパスが形成されること）に関して効果が期待できる対策

2. 調査対象プラント BWR

事業者	プラント名	プラント型式	格納容器形状	調査①※1	調査②※2
東北電力株式会社	女川原子力発電所 2号機	BWR-5	Mark- I 改	◎	○
	女川原子力発電所 3号機	BWR-5	Mark- I 改	○	-
	東通原子力発電所 1号機	BWR-5	Mark- I 改	○	-
東京電力ホールディングス株式会社	柏崎刈羽原子力発電所 1号機	BWR-5	Mark- II	○	-
	柏崎刈羽原子力発電所 2号機	BWR-5	Mark- II 改	○	-
	柏崎刈羽原子力発電所 3号機	BWR-5	Mark- II 改	○	-
	柏崎刈羽原子力発電所 4号機	BWR-5	Mark- II 改	○	-
	柏崎刈羽原子力発電所 5号機	BWR-5	Mark- II 改	○	-
	柏崎刈羽原子力発電所 6号機	ABWR	RCCV	○	○
	柏崎刈羽原子力発電所 7号機	ABWR	RCCV	◎	○
中部電力株式会社	浜岡原子力発電所 3号機	BWR-5	Mark- I 改	○	-
	浜岡原子力発電所 4号機	BWR-5	Mark- I 改	○	-
	浜岡原子力発電所 5号機	ABWR	RCCV	○	-
北陸電力株式会社	志賀原子力発電所 1号機	BWR-5	Mark- I 改	○	-
	志賀原子力発電所 2号機	ABWR	RCCV	○	-
中国電力株式会社	島根原子力発電所 2号機	BWR-5	Mark- I 改	◎	○
	島根原子力発電所 3号機	ABWR	RCCV	○	-
日本原子力発電株式会社	東海第二発電所	BWR-5	Mark- II	◎	○
電源開発株式会社	大間原子力発電所	ABWR	RCCV	○	-

○・◎：調査対象 -：調査対象外

※1：調査①は、福島第一原子力発電所、廃止措置計画が認可されたプラント及び東京電力東通原子力発電所を除く全プラントについて実施。

◎は、「デブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管であり、かつ、格納容器を貫通しない配管」の調査結果も含めて示す代表プラント（プラント型式等を考慮して選定）。

※2：調査②は、新規規制基準適合性審査において原子炉設置変更許可を受けたプラントにおいて実施。

2. 調査対象プラント PWR

事業者	プラント名	プラント型式	格納容器形状	調査①※1	調査②※2
北海道電力株式会社	泊発電所 1号機	14×14型 2ループ	鋼製CV	○	-
	泊発電所 2号機	14×14型 2ループ	鋼製CV	○	-
	泊発電所 3号機	17×17型 3ループ	鋼製CV	○	-
関西電力株式会社	美浜発電所 3号機	15×15型 3ループ	鋼製CV	○	-
	高浜発電所 1号機	15×15型 3ループ	鋼製CV	○	-
	高浜発電所 2号機	15×15型 3ループ	鋼製CV	○	-
	高浜発電所 3号機	17×17型 3ループ	鋼製CV	○	-
	高浜発電所 4号機	17×17型 3ループ	鋼製CV	○	-
	大飯発電所 3号機	17×17型 4ループ	PCCV	○	-
	大飯発電所 4号機	17×17型 4ループ	PCCV	○	-
四国電力株式会社	伊方発電所 3号機	17×17型 3ループ	鋼製CV	○	-
九州電力株式会社	玄海原子力発電所 3号機	17×17型 4ループ	PCCV	○	-
	玄海原子力発電所 4号機	17×17型 4ループ	PCCV	○	-
	川内原子力発電所 1号機	17×17型 3ループ	鋼製CV	○	-
	川内原子力発電所 2号機	17×17型 3ループ	鋼製CV	○	-
日本原子力発電株式会社	敦賀発電所 2号機	17×17型 4ループ	PCCV	○	-

○：調査対象 -：調査対象外

※1：調査①は、廃止措置計画が認可されたプラントを除く全プラントについて実施。

※2：PWRでは、調査①の結果として当該知見に関連する配管がなく、1F1と同様の事象は発生する可能性はないことから、調査②は実施しない。

3. 調査① 目的と調査方法

[目的]

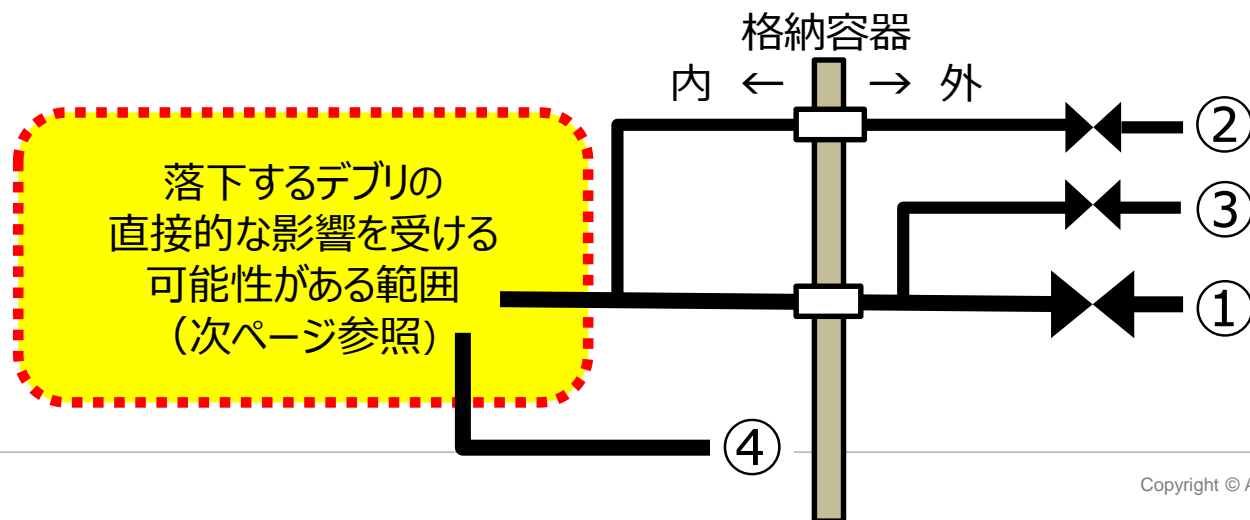
原子炉圧力容器からデブリが落下し、その直接的な影響を受けて配管が損傷した場合に、配管を通じて放射性物質を含む格納容器内の流体が格納容器外（原子炉建屋）へ漏えいするリークパスが形成される可能性があるかを調査する。

[調査方法]

下記①～④の配管を抽出し、更に①～③の配管については隔離弁※¹の設置状況・設計および隔離弁以外による漏えい抑止手段を調査する。

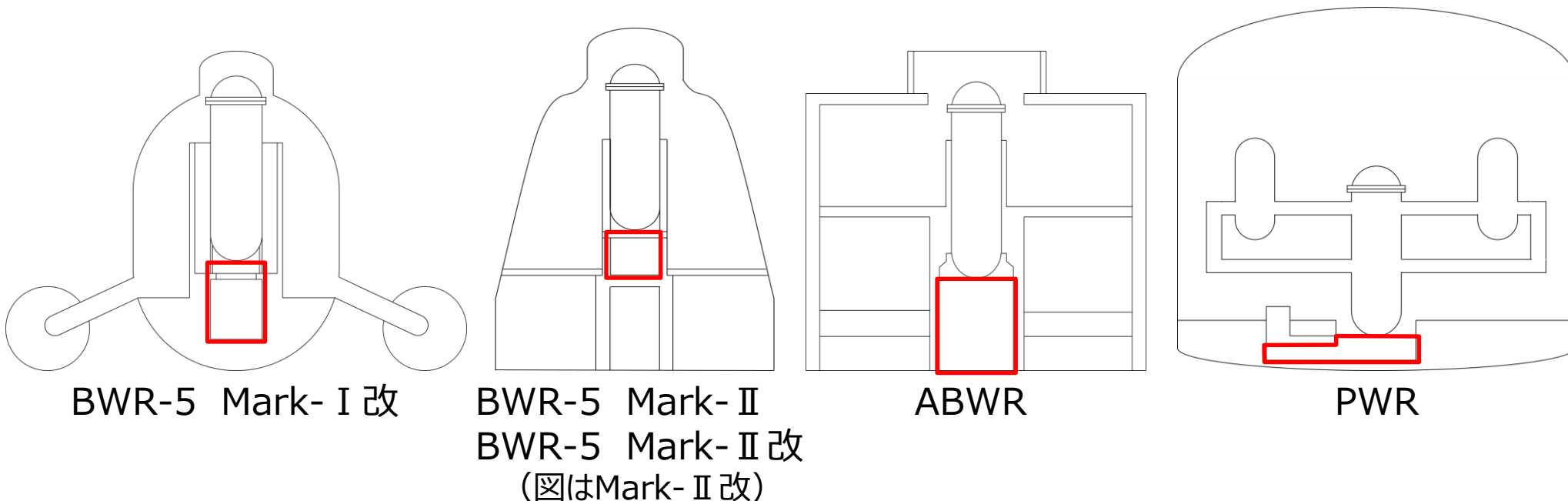
- ①：デブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管であり、かつ、格納容器を貫通する配管
- ②：①の配管から格納容器内で分岐し、格納容器を貫通する配管
- ③：①の配管から格納容器外（ただし、①の配管の隔離弁までの間）で分岐する配管
- ④：デブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管であり、かつ、格納容器を貫通しない配管

※1：設置許可基準規則・技術基準規則の要求に基づき設置する隔離弁



3. 調査① 落下するデブリの直接的な影響を受ける可能性がある範囲

原子炉圧力容器から落下するデブリの直接的な影響を受ける可能性がある範囲は、原子炉圧力容器の下部で、かつ壁面・床面で区画された空間であり、BWRではペDESTAL内（ABWR以外）または下部ドライウエル内（ABWR）、PWRでは原子炉下部キャビティ内が該当する。（下図参照）



赤枠内：落下するデブリの直接的な影響を受ける可能性がある範囲

3. 調査① BWRの調査結果（島根2号機（BWR5・MARK-I改）の例）

抽出条件に該当する配管	配管構成※1	隔離弁設置要求※2	隔離弁の設置状況・設計等※3		隔離弁以外による漏えい抑止
			内側	外側	
原子炉冷却材浄化系 ボトムドレン配管	A	有2	電動弁（Fail as is・自動隔離・遠隔操作可）	電動弁（Fail as is・自動隔離・遠隔操作可）	
復水輸送系 ベDESTAL注水配管 補給水系 制御棒駆動機構除染用配管	B	有2	逆止弁	復水輸送系：電動弁（Fail as is・自動隔離・遠隔操作可） 補給水系：手動弁（通常時全閉）	
ほう酸水注入系 注入配管	A	有2	逆止弁	逆止弁	外側隔離弁の上流側の電動弁
制御棒駆動系 挿入引抜配管	A	無	-	-	挿入配管：水圧制御ユニット内逆止弁・電磁弁・アキュムレータ 水圧制御ユニット上流の制御棒駆動ポンプ出口の逆止弁 引抜配管：スクラム排出容器（直列2個の空気作動弁にて閉止）
エリア放射線モニタ ダストモニタ検出配管	C外	有1	-	手動弁（通常時全閉）	
原子炉冷却材浄化系 系統流量検出配管	C外	無	-	-	格納容器外側は計器までの閉じた配管 過流量防止止め弁下流側の漏えい発生により規定流量以上で弁が閉止
原子炉圧力容器系 炉内圧力計装配管	C外	無	-	-	格納容器外側は計器までの閉じた配管 過流量防止止め弁下流側の漏えい発生により規定流量以上で弁が閉止
サンプリング系 露点サンプリング配管	B	有2	-	空気作動弁2個（Fail close・自動隔離・遠隔操作可）	
移動式炉心内計装系 案内管	C内	有1	-	電動弁（Fail close・自動隔離・遠隔操作可）	手動操作により動作するTIP火薬切断弁
移動式炉心内計装系 パージ配管	C内	有1	-	電磁弁（Fail close・自動隔離・遠隔操作可）	格納容器内側のTIPパージライン逆止弁
所内用圧縮空気系 制御棒駆動機構交換装置用空気供給配管	-				
ドライウェル冷却系 ダクト	-				
液体廃棄物処理系 ベDESTAL床ドレン配管	-				
液体廃棄物処理系 ベDESTAL機器ドレン配管	-				

※1：A：原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管系のうち格納容器の外側で閉じていない配管系
 B：格納容器の内側において開口している配管系のうち格納容器の外側で閉じていない配管系
 C内：格納容器の内側において閉じている配管系 C外：格納容器の外側において閉じている配管系
 -：格納容器外への経路無し

具体的なイメージを次ページに示す

※2：設置許可基準規則・技術基準規則の要求に基づき以下に分類

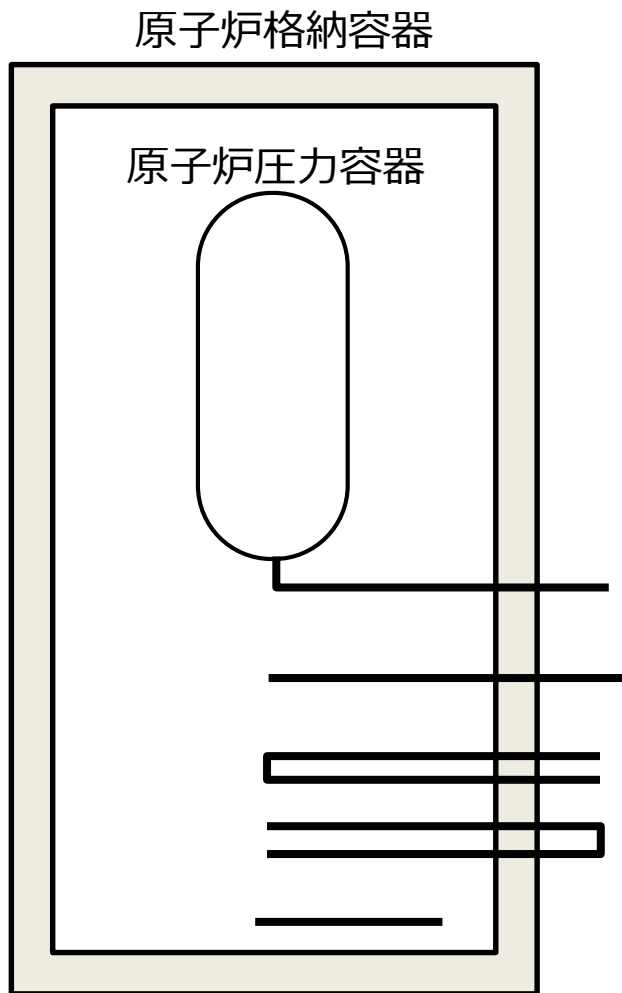
有2：原則として格納容器の内側及び外側に1個の隔離弁の設置要

有1：原則として格納容器の外側に1個の隔離弁の設置要

無：隔離弁の設置不要

※3：-：隔離弁の設置なし

3. 調査① BWRの調査結果 (配管構成の分類)



- A** 原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管系のうち格納容器の外側で閉じていない配管系
- B** 格納容器の内側において開口している配管系のうち格納容器の外側で閉じていない配管系
- C内** 格納容器の内側において閉じている配管系
- C外** 格納容器の外側において閉じている配管系
- 格納容器外への経路無し

3. 調査① BWRの調査結果（まとめ）

原子炉圧力容器から落下するデブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管はあるものの、以下に示す理由から、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）へのリークパスは形成されないと考えられる。

【隔離弁を有する（設置要求あり）配管】

- 隔離弁（常時閉止の手動弁・逆止弁・自動隔離信号により閉止する弁・遠隔操作により閉止可能な弁）が設置されており、これらにより事故時に隔離できる。
- 自動隔離信号により閉止する隔離弁・遠隔操作により閉止可能な隔離弁は、非常用電源からの給電により動作可能である。更に、全交流動力電源喪失の場合においても、Fail closeの隔離弁は速やかに閉止し、また、新規制基準適合後のプラントではFail as isの隔離弁はSA環境（200℃、2 Pd）に至るまでに重大事故等対処設備の代替交流電源設備により交流電源を復旧した上で閉止することが可能である。※1
- SA環境において隔離弁の構造健全性（閉止機能維持）が保たれることは、新規制基準適合性審査においても確認されている。

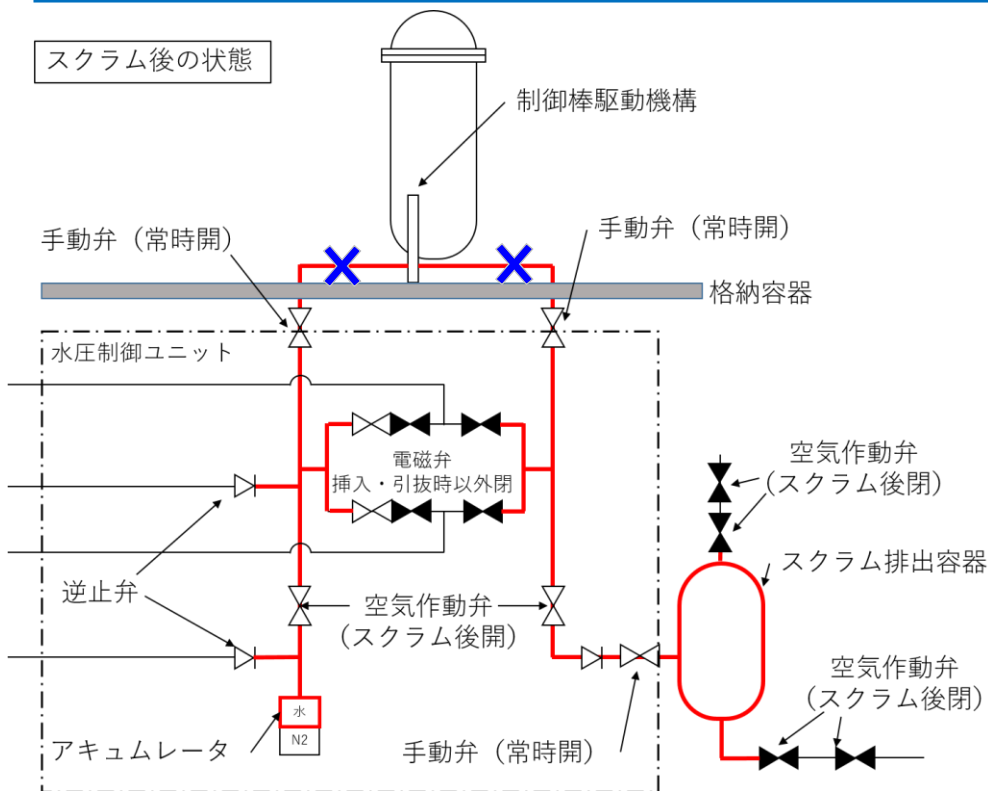
※1：島根2号機の例として、200℃・2Pdの到達は約19時間（内部事象レベル1.5PRAの事故進展解析（長期TB））であるが、電源復旧は1時間で可能である。（重大事故等対策により、実際には200℃・2Pdに到達しない。）

3. 調査① BWRの調査結果（まとめ）

【隔離弁を有さない（設置要求なし）配管】

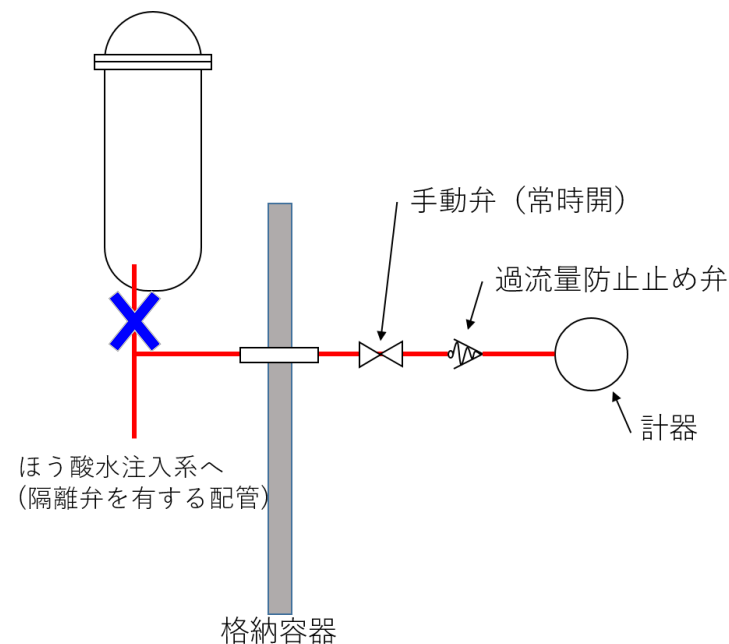
- 抽出した配管は、制御棒駆動系の挿入引抜配管（ABWRはスクラム配管）及び原子炉冷却材圧力バウンダリにつながる計装配管であるが、いずれも以下に示す弁等の機器があり開放端がないことから流体の流れは生じず、放射性物質を含む格納容器内の流体の格納容器外（原子炉建屋）へのリークパスは形成されないと考えられる。
 - ・ 制御棒駆動系挿入引抜配管：水圧制御ユニット内の逆止弁・電磁弁^{※1}・アキュムレータ、スクラム排出容器（直列2個の空気作動弁にて閉止）^{※1}により閉じた系となる。（次ページ参照）
 - ・ 計装配管：計器までの配管であり、閉じた系である。（次ページ参照）
- ※1：ABWR以外のBWR。なお、ABWRはスクラム排出系を有していない。
- 制御棒駆動系挿入引抜配管は、弁等を含めて炉圧以上の圧力を前提とした設計となっており、SA環境時の格納容器圧力（2Pd）でも耐えられると考えられる。また、配管は小口径であり、格納容器から水圧制御ユニットに至るまでの配管の長さを考慮すると、配管からの放熱により、これらの弁等がSA環境時の格納容器温度（200℃）になることはなく、構造健全性は確保されと考えられる。
- 計装配管は、計器を含めて運転中の炉水温度・炉圧を前提とした設計でありSA環境（200℃、2Pd）にも耐えられると考えられる。
- なお、これらの配管は、スクラム機能及びパラメータの監視機能といった安全上重要な機能を阻害しないこと等を考慮し、隔離弁は設置していない。また、「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」（原子炉格納施設）第三十二条 第3項の原子炉格納容器を貫通する配管に対する隔離弁の設置要求において「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。」とされている。

3. 調査① BWRの調査結果（まとめ）



【制御棒駆動系挿入引抜配管】（BWRの例）

水圧制御ユニットの逆止弁・アキュムレータ・電磁弁、スクラム排出容器により、閉じた系であり、弁等を含めて炉圧以上の圧力を前提とした設計である。また、配管は小口径であり、格納容器から水圧制御ユニットに至るまでの配管の長さを考慮すると、配管からの放熱により、これらの弁等がSA環境のような厳しい環境になることはなく、構造健全性は確保されると考えられる。



【計装配管】（炉内圧力計装配管の例）

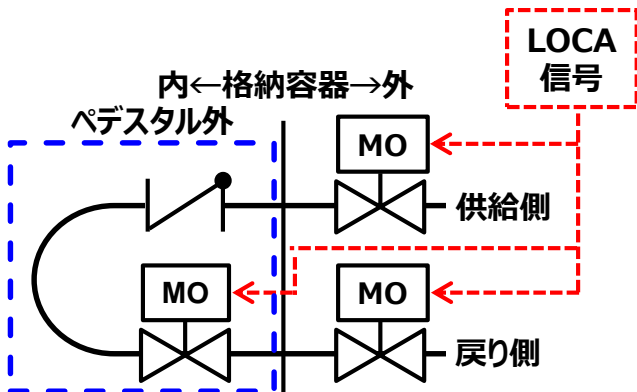
計器までの配管であり、閉じた系となっている。また、計装配管は計器を含めて運転中の炉水温度・炉圧を前提とした設計である。

3. 調査① BWRの調査結果（RCW配管のまとめ）

当該知見の起因となった配管であるRCW配管の調査結果を以下にまとめる。

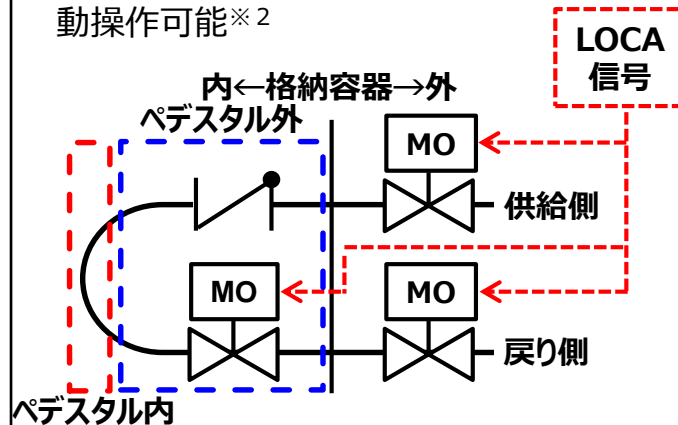
BWR-5 (Mark-I改)

- ・配管はペDESTAL外のみを通過
- ・供給配管内側を逆止弁、供給配管外側・戻り配管内側／外側を電動弁で構成
- ・電動弁は非常用電源から電源供給（新規制基準適合後は、非常用電源喪失時には代替交流電源設備により電源供給可能）
- ・電動弁はLOCA信号で自動隔離及び遠隔手動操作可能※1



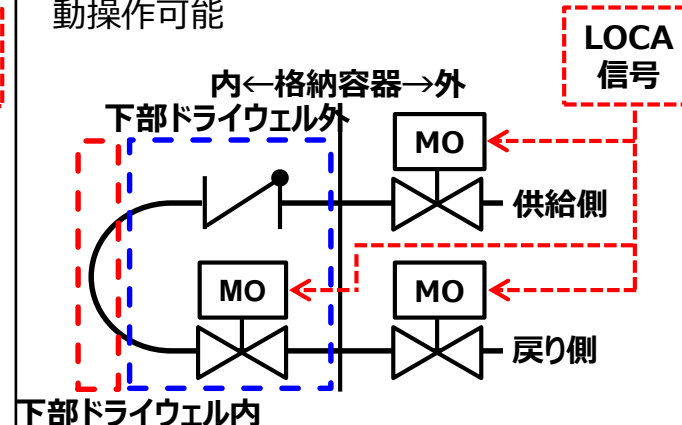
BWR-5 (Mark-II・Mark-II改)

- ・配管の一部はペDESTAL内を通過（機器ドレンサンプ冷却）
- ・供給配管内側を逆止弁、供給配管外側・戻り配管内側／外側を電動弁で構成※2
- ・電動弁は非常用電源から電源供給（新規制基準適合後は、非常用電源喪失時には代替交流電源設備により電源供給可能）
- ・電動弁はLOCA信号で自動隔離及び遠隔手動操作可能※2



ABWR (RCCV)

- ・配管の一部は下部ドライウエル内を通過（低電導度廃液サンプ冷却）
- ・供給配管内側を逆止弁、供給配管外側・戻り配管内側／外側を電動弁で構成
- ・電動弁は非常用電源から電源供給（新規制基準適合後は、非常用電源喪失時には代替交流電源設備により電源供給可能）
- ・電動弁はLOCA信号で自動隔離及び遠隔手動操作可能

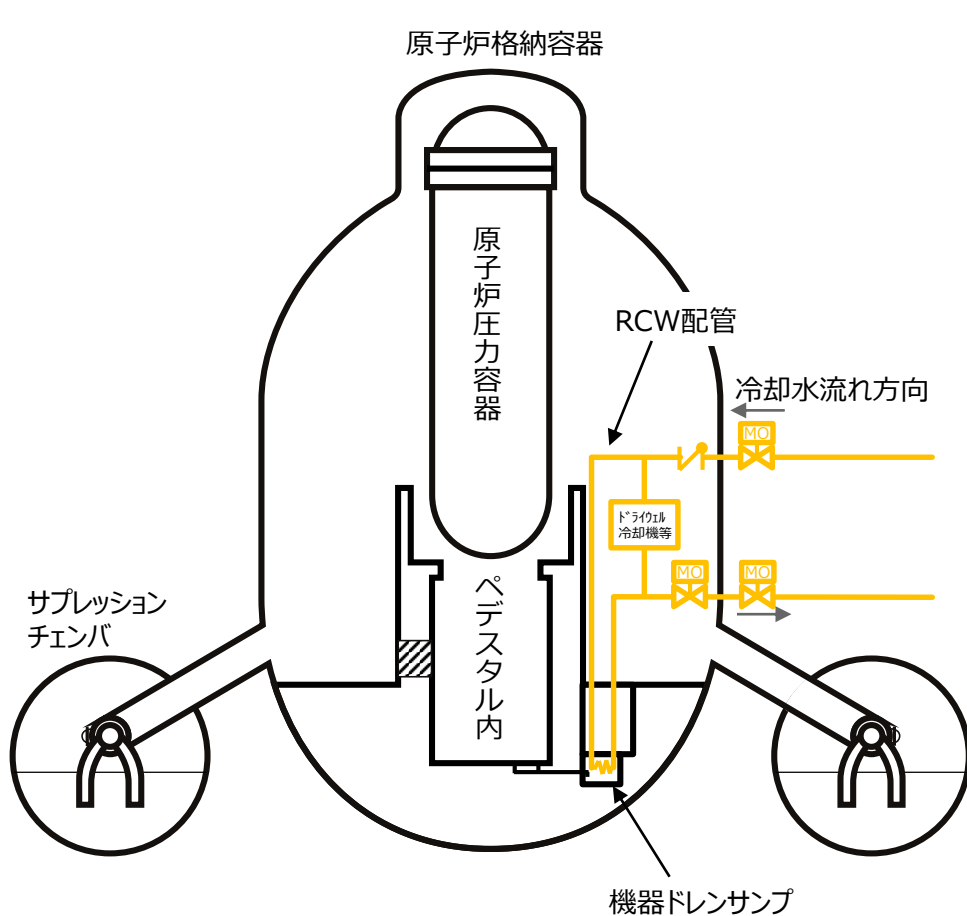


※1：志賀1号機、島根2号機は、LOCA信号による自動隔離機能を有していないが、RCW配管はペDESTAL外のみを通過していることから、デブリの影響を受けない。

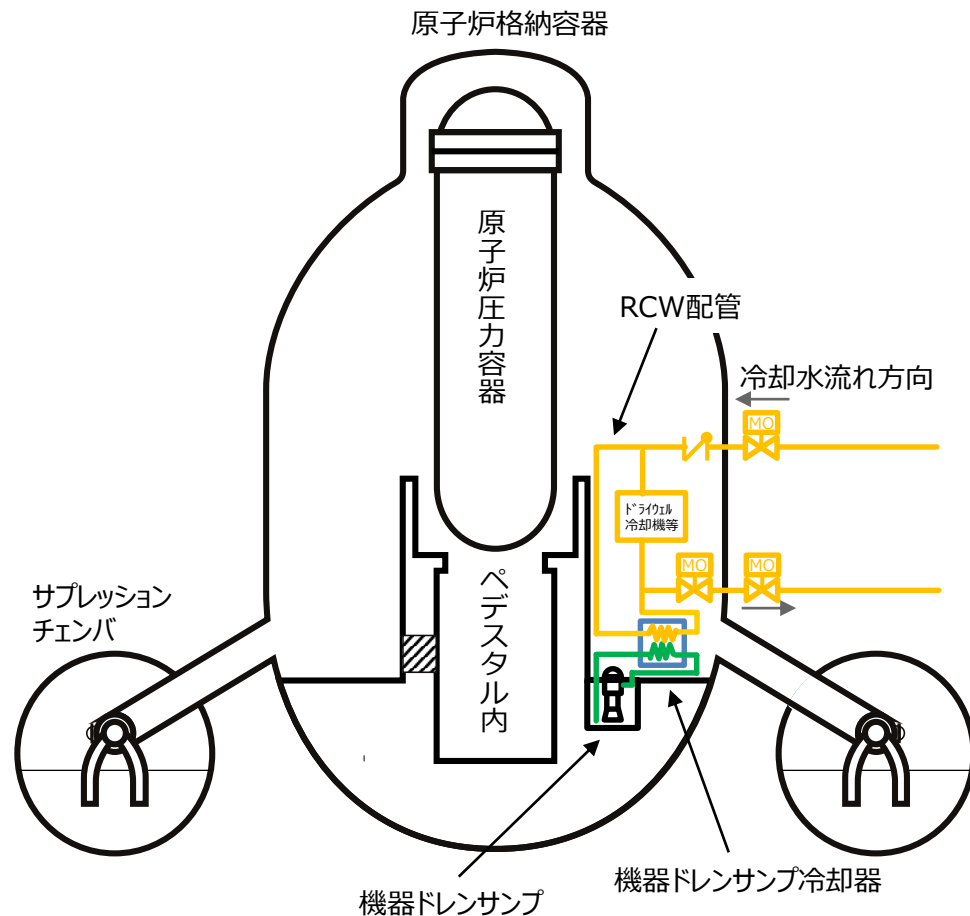
※2：Mark-IIは格納容器内側隔離弁及びLOCA信号による自動隔離機能を有していない（遠隔手動操作は可能）が、東海第二では新規制基準対応にて事故時にペDESTAL内への水の流入を制限するための弁をペDESTAL外に設置し、LOCA信号で自動閉することとしている。（21ページ参照）

プラント型式によってはRCW配管の一部がペDESTAL（下部ドライウエル）を通過しているものの、いずれのプラントも隔離弁が設置されており、前述の理由から格納容器外（原子炉建屋）へのリークパスとなることはないと考えられる。

3. 調査① BWRの調査結果 (格納容器内のRCW配管の設置状況)

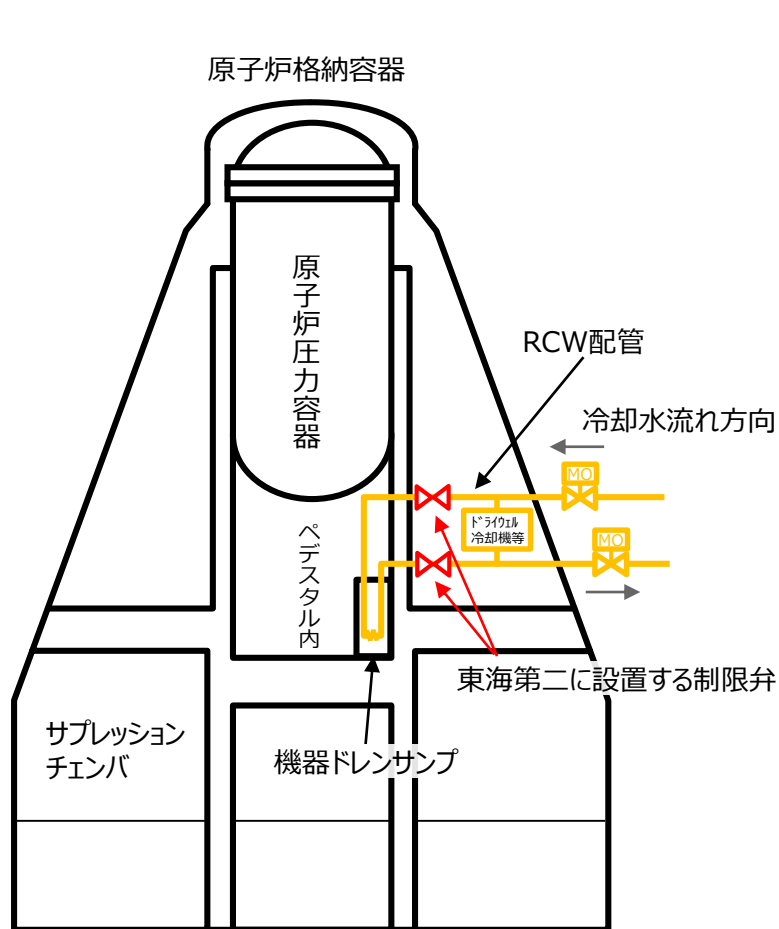


BWR-5 (Mark- I 改)
(島根 2 号機)

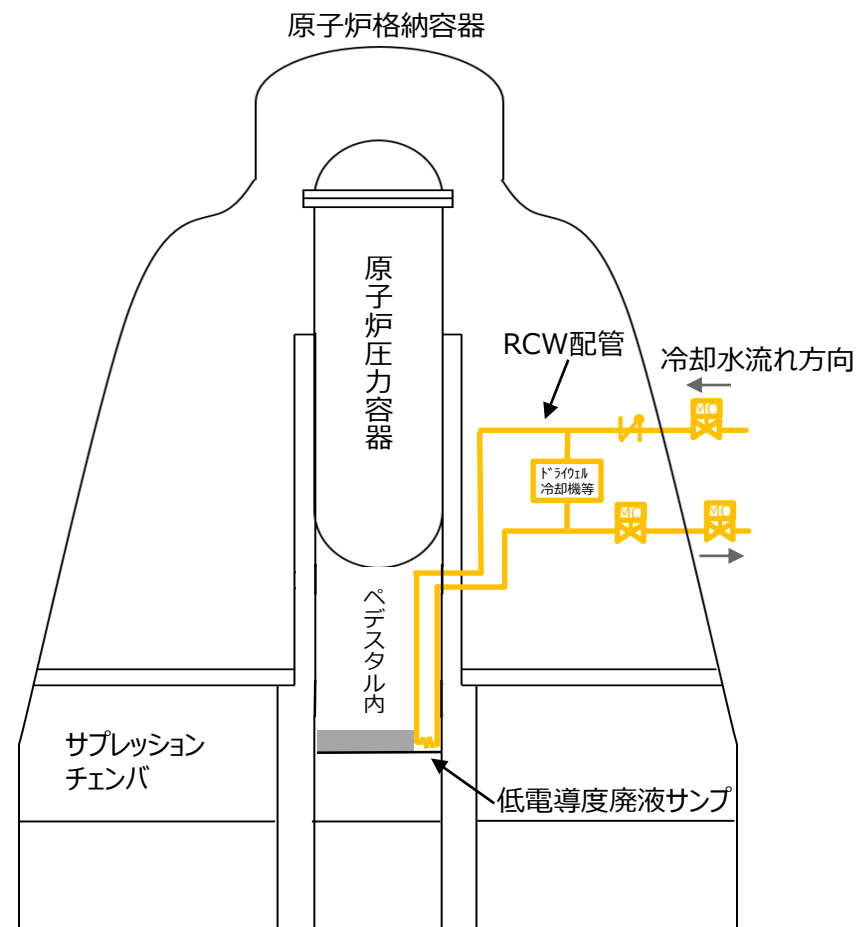


BWR-5 (Mark- I 改)
**(浜岡3・4号機、女川2・3号機、
東通1号機、志賀1号機)**

3. 調査① BWRの調査結果 (格納容器内のRCW配管の設置状況)

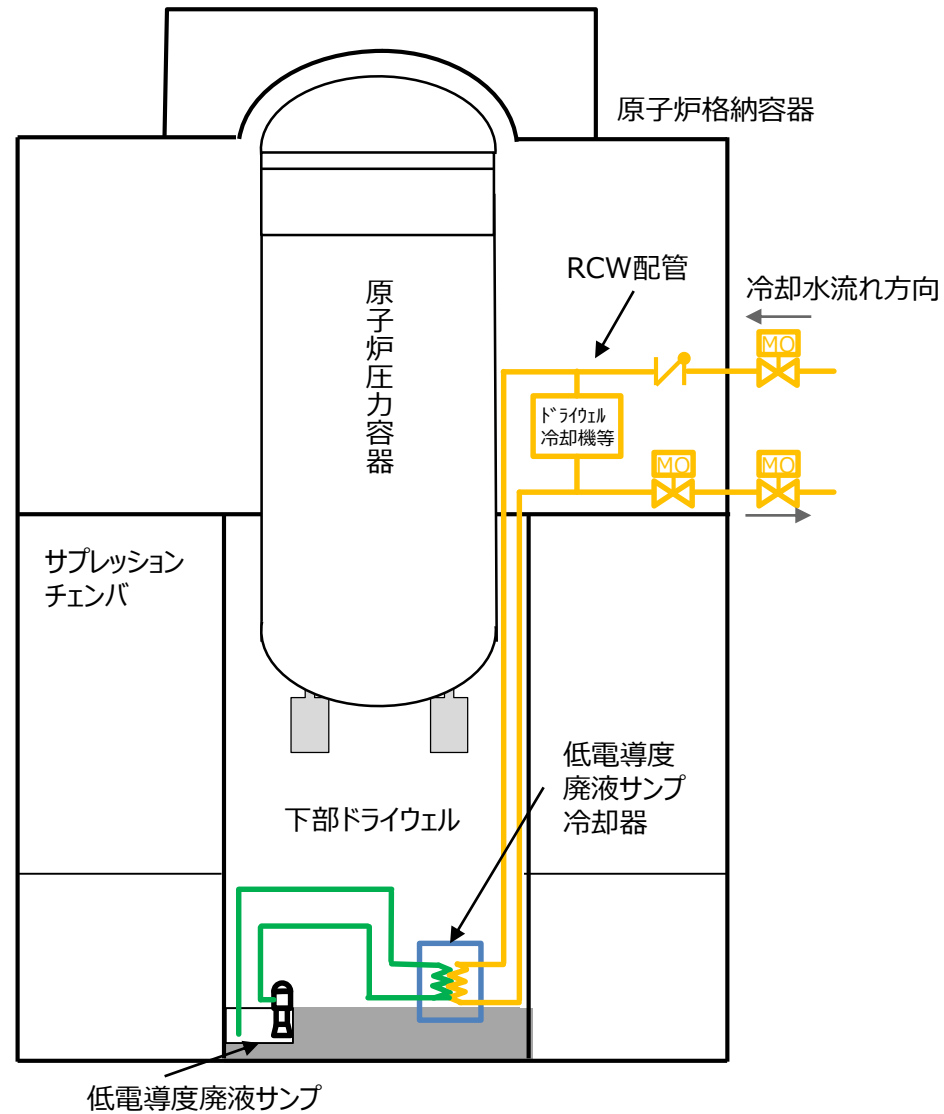


BWR-5 (Mark-II)



BWR-5 (Mark-II改)

3. 調査① BWRの調査結果 (格納容器内のRCW配管の設置状況)



ABWR (RCCV)

3. 調査① PWRの調査結果（高浜3号機の例及びまとめ）

[高浜3号機の例]

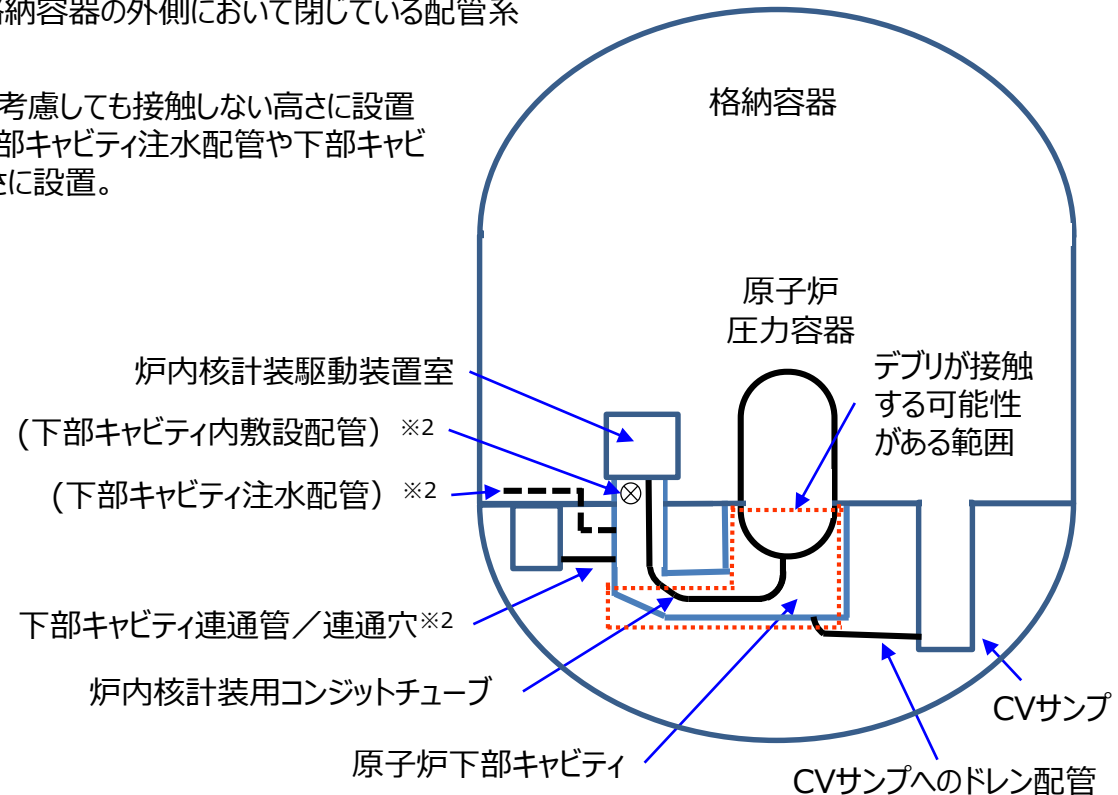
抽出条件に該当する配管	配管構成※1	隔離弁設置要求	隔離弁の設置状況・設計等		隔離弁以外による漏えい抑止
			内側	外側	
炉内核計装用コンジットチューブ	-				
CVサンプへのドレン配管	-				

- ※1：A：原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管系のうち格納容器の外側で閉じていない配管系
 B：格納容器の内側において開口している配管系のうち格納容器の外側で閉じていない配管系
 C内：格納容器の内側において閉じている配管系　C外：格納容器の外側において閉じている配管系
 -：格納容器外への経路無し

- ※2：原子炉下部キャビティ内での開口部は、デブリの落下／拡がりを考慮しても接触しない高さに設置され、影響を受けない。一部のプラントに設置される、原子炉下部キャビティ注水配管や下部キャビティ上部の敷設配管（右図括弧内）も、デブリと接触しない高さに設置。

[まとめ]

原子炉圧力容器から落下するデブリの影響を受ける可能性がある配管はあるものの、格納容器を貫通する配管はなく、格納容器外へのリークパスは形成されない。



4. 調査② 目的・調査方法・調査結果

[目的]

新規制基準対応の中で講じた対策のうち当該知見（デブリの直接的な影響を受けた配管を通じ、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）へのリークパスが形成されること）に関して効果が期待できる対策を調査する。

[調査方法]

新規制基準適合性審査において原子炉設置変更許可を受けたBWRの新規制基準対応の中で講じた対策のうち、以下の効果が考えられる対策を抽出した。

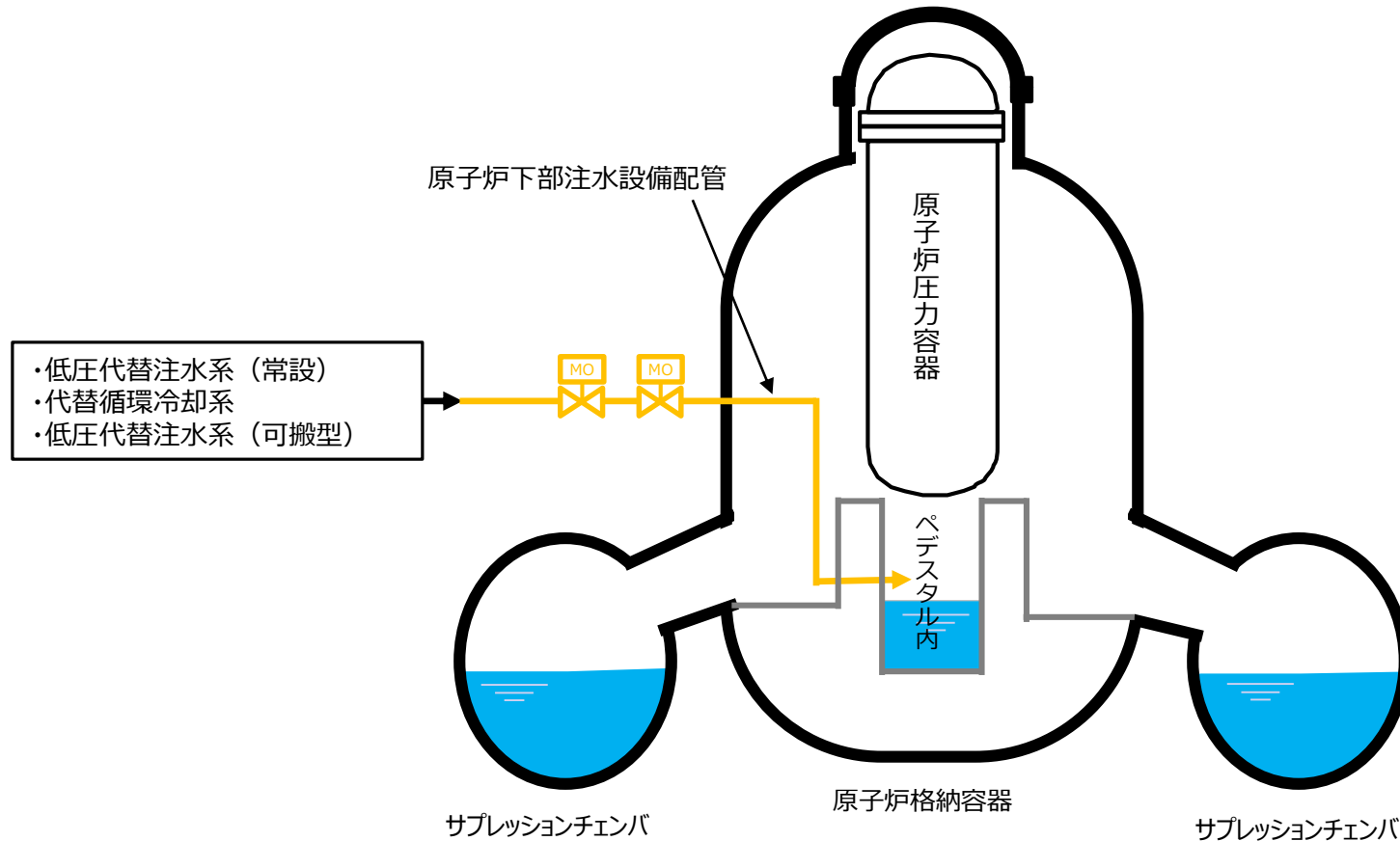
- ① ペDESTAL内（ABWR以外）または下部ドライウェル内（ABWR）にデブリが落下した場合、デブリの移動を制限する又はデブリを冷却・固化することにより、配管に影響を与える可能性が低減する
- ② ペDESTAL内（ABWR以外）または下部ドライウェル内（ABWR）にデブリが落下し、その影響により配管が破損した場合でも、当該配管がリークパスとなる可能性が低減する

[調査結果]

効果	対策	概要
①	・格納容器下部注水設備（女川2号機・柏崎刈羽6/7号機・東海第二・島根2号機） ・コリウムシールド（女川2号機・柏崎刈羽6/7号機・東海第二・島根2号機） ・格納容器ドレンサンプの排水形状の変更（東海第二）	19ページ参照 20ページ参照 21ページ参照
②	・RCW配管への制限弁の設置（東海第二）	21ページ参照

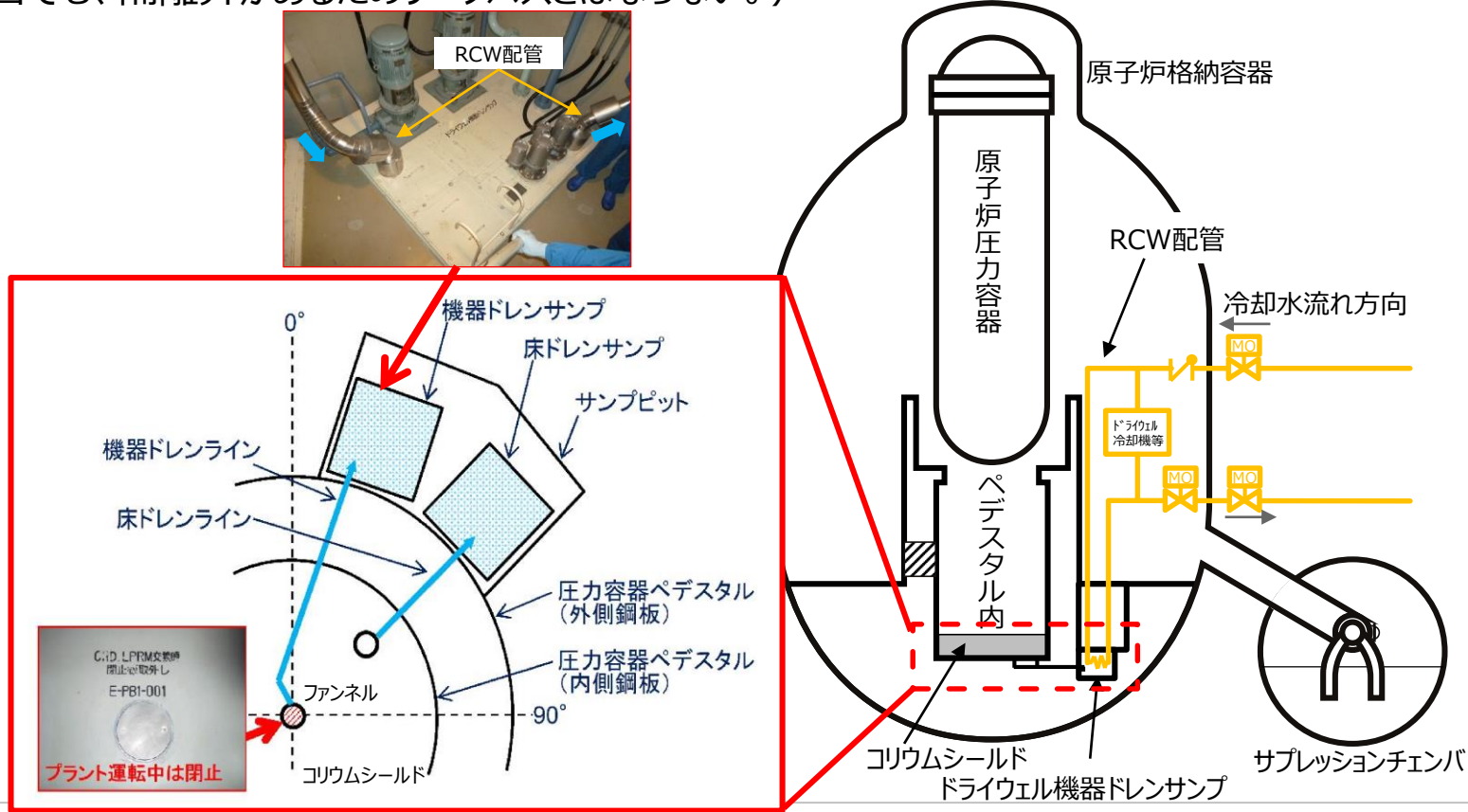
4. 調査② 原子炉格納容器下部注水設備（女川2号機の例）

- 原子炉格納容器下部注水設備は、デブリを冷却することを目的とし事故時に原子炉格納容器下部（ペDESTアル内）へ注水する設備である。
- デブリがペDESTアル内に落下した場合、注水によりデブリを冷却することにより、デブリが配管に影響を与える可能性が低減する。



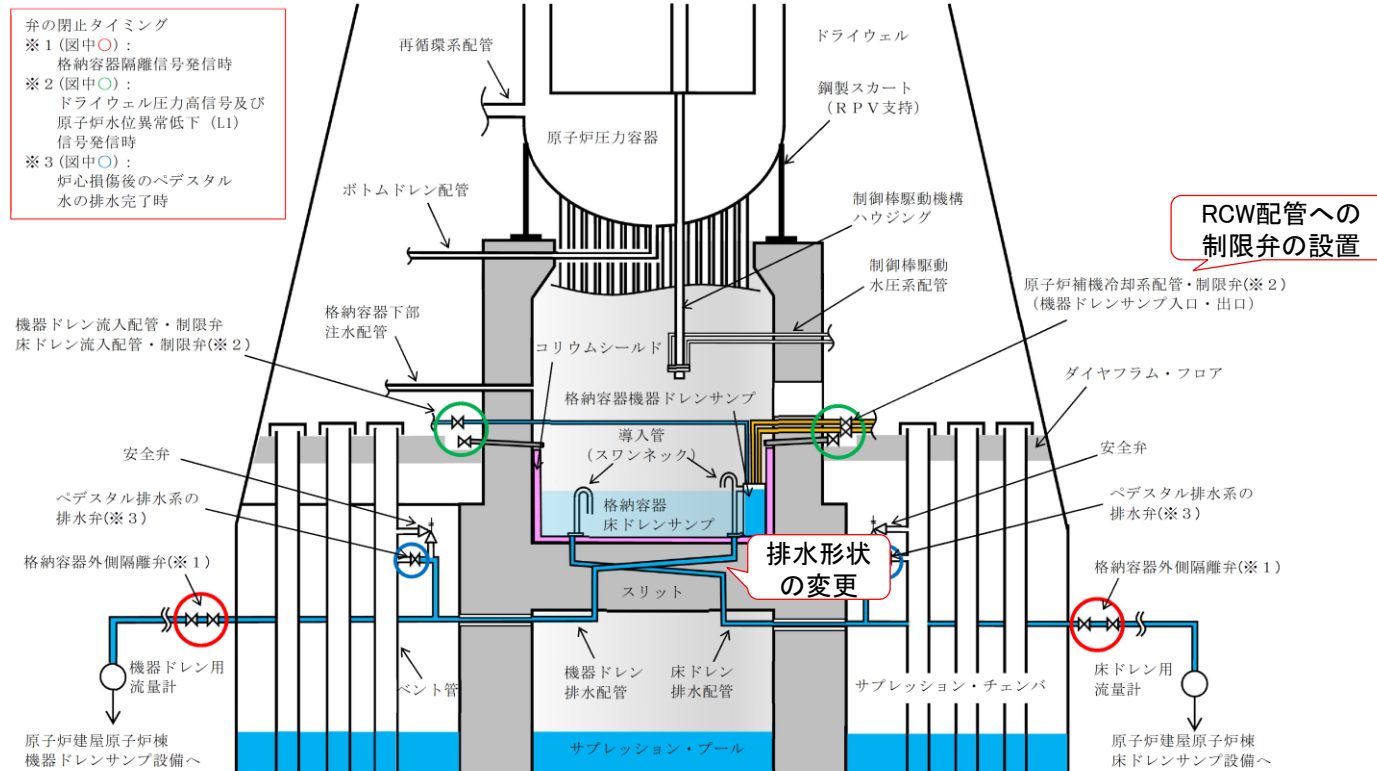
4. 調査② コリウムシールド（島根2号機の例）

- ペDESTAL外に設置しているドライウェル機器ドレンサンプ（以下「機器ドレンサンプ」という。）を冷却するため、RCW配管が機器ドレンサンプ内を通過している。
- デブリがペDESTAL内へ落下した場合においても機器ドレンサンプ等へのデブリの流入を抑制し、デブリが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の設備として、コリウムシールドを設置している。また、プラント運転中にペDESTAL内で発生する機器ドレンはないことから、プラント運転中はファンネルを閉止している。
- これらの対策は、デブリが機器ドレンサンプを通過するRCW配管を破損させることを防ぐことが期待できる。（なお、仮に破損した場合でも、隔離弁があるためリークパスとはならない。）



4. 調査② 格納容器ドレンサンプの排水形状の変更、RCW配管への制限弁の設置（東海第二）

- ペDESTAL内に落下したデブリが格納容器ドレンサンプの排水流路に流入することを想定した場合でも、デブリが凝固停止するように床スラブ内の排水形状をスリット状に変更する。この対策により、デブリのサブプレッション・チェンバ側への移行を防止することに期待できる。
- 事故が発生した場合にペDESTAL内への水の流入を制限するため、RCW配管に制限弁を設置する（ペDESTAL外）。制限弁はSA電源からの給電が可能な電動弁とするとともに、PCV圧力高信号及びRPV水位異常低下により自動閉する。また、環境条件として200℃・2Pdを想定し設計を行う。この対策により、仮にペDESTAL内でRCW配管が損傷しても、制限弁を閉止することでRCW配管を経由した放射性物質の格納容器外への放出の抑制に期待できる。

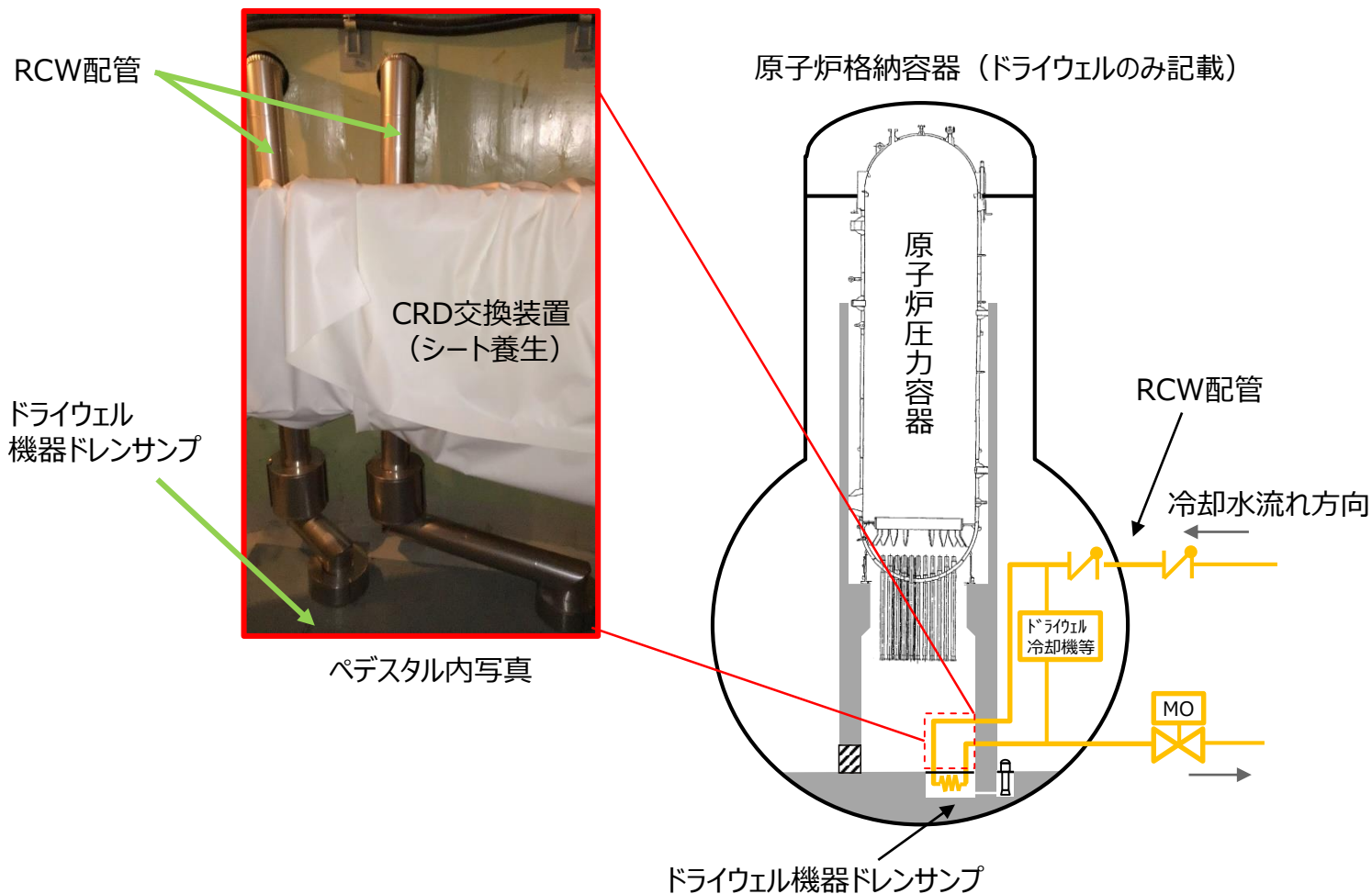


5. まとめ

- 原子炉圧力容器から落下するデブリの直接的な影響を受けた配管を通じ、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）へのリークパスが形成される可能性を検討するため、格納容器下部の配管の配置や隔離弁の設計、新規制基準対応の中で講じた対策について調査した。
- PWRでは原子炉圧力容器から落下するデブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管はあるものの、格納容器を貫通する配管はないこと、また、BWRでは原子炉圧力容器から落下するデブリの直接的な影響を受ける可能性がある配管はあるものの、隔離弁等の機器（隔離弁の駆動電源確保策を含む）があることから、リークパスは形成されないものと考えられる。
- 新規制基準対応の中で講じた対策には、デブリの移動を制限する又はデブリを冷却・固化することにより配管破損の可能性を低減する対策、または、破損した配管がリークパスとなる可能性を低減する対策があり、これらにより、1F1号炉で生じた事象と同様の事象が発生する可能性は、更に低減しているものと考えられる。

参考 Mark- I の格納容器内のRCW配管の設置状況（島根1号機）

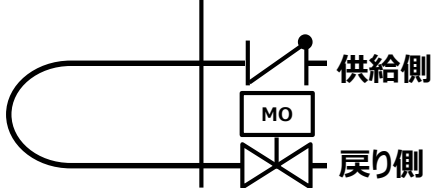
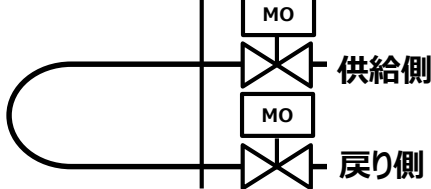
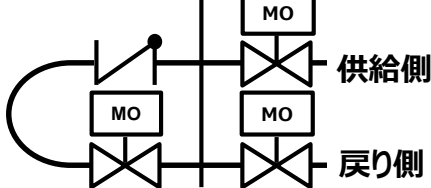
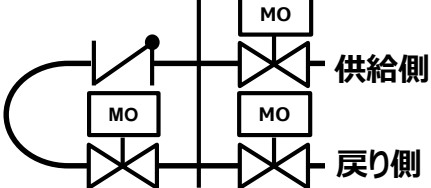
ペDESTル内に設置しているドライウェル機器ドレンサンプを冷却するためにRCW配管を設置している。



参考 隔離弁の型式

隔離弁の型式	採用の考え方
電動弁	<p>プラント通常運転中にフェイル動作（Fail close）した場合、プラントの通常運転に影響を及ぼす可能性がある系統（配管）に対しては Fail as isとなる電動弁を基本的に採用。（ただし、TIP案内管に設置の隔離弁は、フェイル動作が可能な特殊な電動弁を採用している。）</p> <p>なお、駆動動力源は、非常用電源（耐震Sクラス）であるため信頼性が高く、Fail as isとなるような電源喪失に至るリスクは低い。さらに、直列2弁構成の場合には、それぞれ区分の異なる非常用電源から給電することにより、万一の非常用電源の単一故障時にも隔離機能を維持することが可能である。</p> <p>今回の調査により抽出した配管のうち、電動弁を隔離弁に使用している配管について、電動弁（通常状態が全開）を採用した考え方を以下に示す。</p> <p>【RCW配管】 当該配管の隔離弁が全閉した場合、原子炉冷却材再循環系の機器、ドライウェル内ガス冷却装置への冷却水が喪失することで、原子炉の運転状態に影響を与えるとともプラントの運転継続が困難となる。</p> <p>【CUWボトムドレン配管】 当該配管の隔離弁が全閉した場合、プラント通常運転中における原子炉水の水質悪化の可能性及びプラントの起動停止における原子炉水位の調整に支障をきたす可能性がある。</p> <p>【LCW/HCWサンプ排水配管】 当該配管の隔離弁が全閉した場合でも、直接的にはプラントの通常運転に影響しないが、格納容器内において発生したドレンの処理を優先するプラントでは電動弁を採用している。（プラントによっては空気作動弁を選択しているものもある。）</p> <p>また、電動弁を隔離弁に採用している配管の一部には自動隔離機能を有していないものがあるが、この考え方を以下に示す。</p> <p>【RCW配管】 次ページの※3参照</p> <p>【格納容器下部注水配管】 一部のプラントでは、通常状態が全閉でキーロック管理の方式を採用している。</p>
空気（窒素）作動弁	<p>Fail close設計が可能であり、フェイル動作（Fail close）を許容する系統（配管）に採用。</p> <p>なお、駆動動力源は、常用系の圧縮空気系（耐震Cクラス）であるため、プラント通常運転中に故障するリスクは電動弁の場合に比べて高く、圧縮空気系故障に伴ってFail closeすると、当該系統（配管）の機能喪失に至る。ただし、事故時における隔離機能の信頼性は高い。</p>
電磁弁	Fail close設計が可能であり、フェイル動作（Fail close）を許容する系統（配管）に採用。
逆止弁	通常、格納容器内に向かって流れを有する系統（配管）に採用。
手動弁	常時閉でチェーンロック管理を許容する系統（配管）に採用。

参考 RCW配管における隔離弁の変遷

プラント型式	隔離弁の構成	備考
BWR-4	<p>内←格納容器→外</p> 	<p>RCW負荷：常用系 供給側隔離弁：逆止弁 戻り側隔離弁：電動弁 隔離信号：無し 電動弁の電源：非常用電源</p>
BWR-5	<p>内←格納容器→外</p> 	<p>RCW負荷：常用系 供給側隔離弁：電動弁※1 戻り側隔離弁：電動弁 隔離信号：無し 電動弁の電源：非常用電源</p>
BWR-5	<p>内←格納容器→外</p> 	<p>RCW負荷：常用系 供給側隔離弁：電動弁(+逆止弁)※2 戻り側隔離弁：電動弁(+電動弁)※2 隔離信号：無し 電動弁の電源：非常用電源</p>
BWR-5 ABWR	<p>内←格納容器→外</p> 	<p>RCW負荷：常用・非常用系 供給側隔離弁：電動弁(+逆止弁)※2 戻り側隔離弁：電動弁(+電動弁)※2 隔離信号：無し又はLOCA信号※3 電動弁の電源：非常用電源</p>

※ 1 : 隔離時の信頼性向上として電動弁化。

※ 2 : 格納容器内で閉じた系であり格納容器外側の隔離弁のみで要求上の対応は問題ないが、格納容器内側の隔離弁は設計上の考慮として設置している。

※ 3 : 格納容器内で閉じた系であり隔離信号での自動隔離は必須ではないが、LOCA時の非常用負荷への通水を優先する目的で格納容器内常用系負荷遮断のため隔離信号を設けているプラントもある。

参考 RCW配管における隔離弁の米国規制要求

米国の規制要求	内容	概要
連邦規則 (10CFR)	<p>10CFR Appendix A to Part 50 – Design Criteria for Nuclear Power Plants GDC57</p> <p>Closed system isolation valves. Each line that penetrates primary reactor containment and is neither part of the reactor coolant pressure boundary nor connected directly to the containment atmosphere shall have at least one containment isolation valve which shall be either automatic, or locked closed, or capable of remote manual operation. This valve shall be outside containment and located as close to the containment as practical. A simple check valve may not be used as the automatic isolation valve.</p>	<p>格納容器内で閉じた系の配管には、少なくとも1個の隔離弁（自動動作、閉ロック、遠隔操作のどれでも良い）を格納容器外側のできるだけ近くに設置する。単純な逆止弁は自動動作する隔離弁としては使用できない。</p>
標準審査指針 (SRP)	<p>NUREG-0800 STANDARD REVIEW PLAN 6.2.4 CONTAINMENT ISOLATION SYSTEM</p> <p>II. ACCEPTANCE CRITERIA Requirements</p> <p>7. GDC 57, as it relates to the requirement that lines penetrating the primary containment boundary and neither part of the reactor coolant pressure boundary nor connected directly to the containment atmosphere have at least one locked-closed, remote-manual, or automatic isolation valve outside containment.</p> <p>SRP Acceptance Criteria</p> <p>15. The use of a closed system inside containment as one of the isolation barriers is acceptable if the closed system design satisfies the following requirements: A. The system does not connect with either the reactor coolant system or the containment atmosphere. B. The system is protected against missiles and pipe whip. C. The system is designated seismic Category I. D. The system is classified Quality Group B. E. The system is designed to withstand temperatures equal to at least that of the containment design. F. The system is designed to withstand the external pressure from the containment structure acceptance test. G. The system is designed to withstand the LOCA transient and environment. As to the structural design of containment internal structures and piping systems, the protection against loss of function from missiles, pipe whip, and earthquakes is acceptable if 1) isolation barriers are located behind missile barriers; 2) pipe whip was considered in the design of pipe restraints and the location of piping penetrating the containment; and 3) the isolation barriers, including the piping between isolation valves, are designated seismic Category I, i.e., designed to withstand the effects of the safe-shutdown earthquake, as recommended by Regulatory Guide 1.29.</p>	<p>上記の要求に関連し、格納容器内で閉じた系を格納容器バウンダリの一部として用いる場合、以下の要求を満たすこと。</p> <ul style="list-style-type: none"> A：一次系や格納容器内雰囲気とつながっていない B：ミサイルや配管ホイップから守られる C：耐震カテゴリー I に指定される D：品質グループBに分類される E：少なくとも格納容器の設計温度と同等の温度には耐えることができるように設計されている F：格納容器の受入検査の外圧に耐えられるように設計されている G：LOCA時の過渡現象や環境に耐えられるように設計されている

参考 配管径の換算

呼び径		外径 (mm)	呼び径		外径 (mm)
A	B		A	B	
6	1/8	10.5	65	2 1/2	76.3
8	1/4	13.8	80	3	89.1
10	3/8	17.3	90	3 1/2	101.6
15	1/2	21.7	100	4	114.3
20	3/4	27.2	125	5	139.8
25	1	34.0	150	6	165.2
32	1 1/4	42.7	200	8	216.3
40	1 1/2	48.6	250	10	267.4
50	2	60.5	300	12	318.5

参考 自動隔離不作動時の対応手順（島根2号機の例）

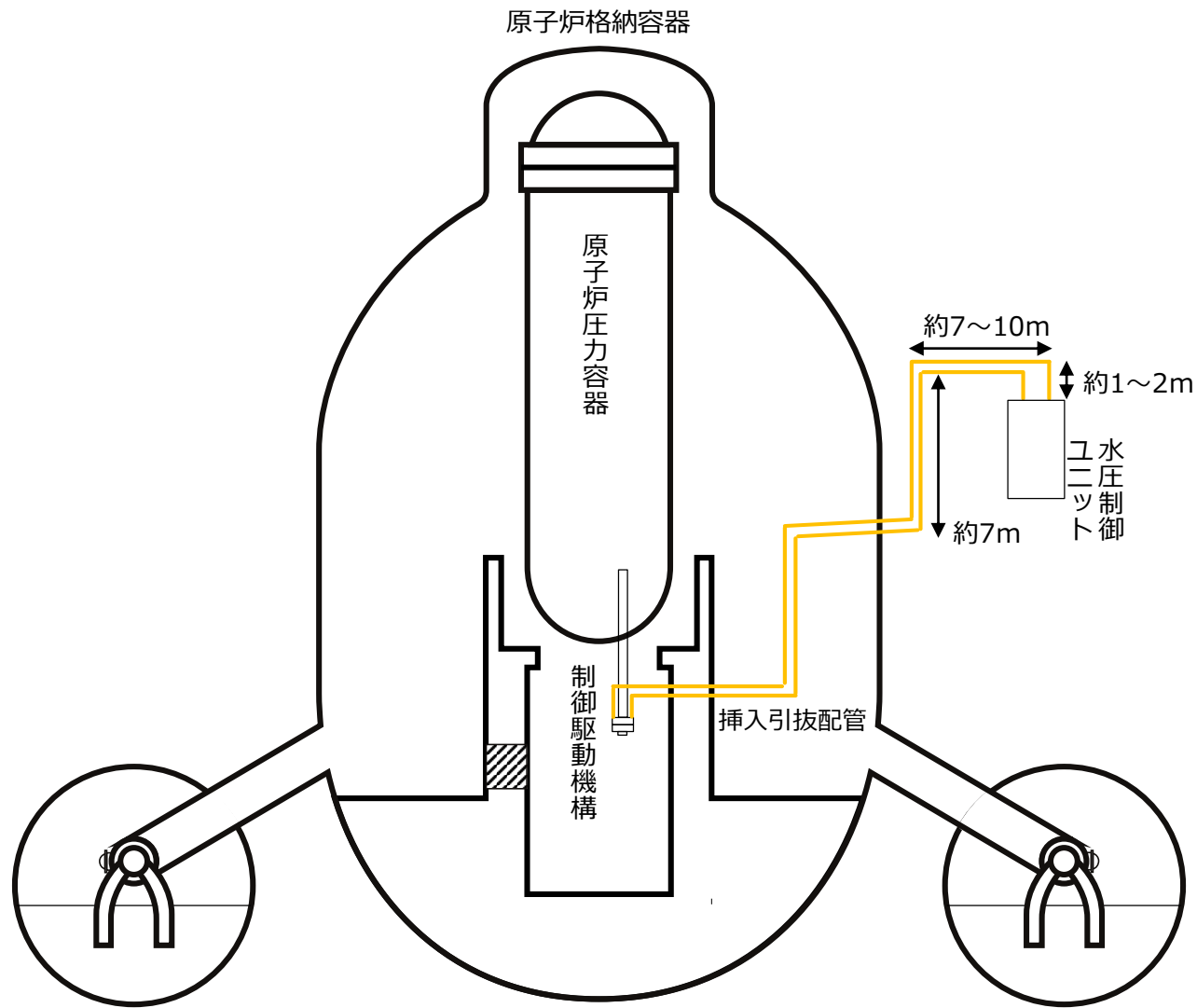
「原子炉施設保安規定」の添付の“原子炉がスクラムした場合の運転操作基準”において、一般的な注意事項として、格納容器隔離信号が発生したにもかかわらず隔離弁が自動作動しない場合の対応を定めている。また、異常時の操作に関する事項を定めた「事故時操作要領書」においても同様の対応を定めている。

また、当直長は、以下の一般的な注意事項について留意する。

- (1) 原子炉スクラム信号が発生した場合は、制御棒位置表示が挿入されていることを示し、かつ中性子束が減少していることにより原子炉スクラムを確認する。
- (2) 原子炉スクラム信号が発生したにもかかわらず、原子炉がスクラムしない場合は、直ちに原子炉の手動スクラムを試みる。また、原子炉が自動スクラムすべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、スクラム回路が作動しない場合は、直ちに原子炉を手動スクラムする。
- (3) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、2つ以上の独立した計器により状況を確認するまでは、自動作動が正しいものとして対処し、不用意に手動停止しない。
- (4) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動した場合は、複数の計器により系統の健全性および注入の有無等を確認する。
- (5) 非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等の自動作動信号が発生したにもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動作動しない場合は、直ちに当該設備の手動作動を試みる。また、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が自動的に作動すべき事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、非常用炉心冷却系、非常用ディーゼル発電機または非常用ガス処理系等が作動しない場合は、直ちに当該設備を手動作動する。
- (6) 非常用炉心冷却系が自動作動した場合に、十分な炉心冷却が確保されていることが少なくとも2つ以上の独立した計器により確認できない場合は、非常用炉心冷却系を手動操作してはならない。さらに、炉心冷却が確保され、非常用炉心冷却系の手動操作が必要なくなり、手動停止した場合は、当該系統を必ず自動作動できる状態とする。
- (7) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生した場合は、当該隔離弁が自動作動したことを確認する。
- (8) 格納容器隔離信号または原子炉棟隔離信号が発生したにもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は手動で全閉することを試みる。また、格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁が自動作動する事態が発生したと判断される場合にもかかわらず、当該隔離弁が自動作動しない場合は、直ちに手動で全閉する。
- (9) 格納容器隔離弁または原子炉棟給排気隔離弁の自動隔離が発生した場合は、放射線モニタの指示を確認し、異常のないことが判明するまで、隔離解除あるいは復旧を行ってはならない。ただし、特段の理由がある場合を除く。

原子炉施設保安規定（抜粋）

参考 制御棒駆動系挿入引抜配管～水圧制御ユニットの配置（島根 2 号機の例）



参考 2
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"> ・ 高圧・低圧注水機能喪失 ・ 高圧注水・減圧機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 崩壊熱除去機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ LOCA時注水機能喪失

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"> ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA） <p>②PWR</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ 原子炉停止機能喪失 ・ ECCS 注水機能喪失 ・ ECCS 再循環機能喪失 ・ 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） <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"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 格納容器直接接触（シェルアタック） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 <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"> 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。 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。 <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"> ・ 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） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出

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"> ・ 反応度の誤投入 <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"> 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。 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。 <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"> (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。)

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ものは、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 3
実用発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"> ・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 ・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） <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"> － 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

実用発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"> － 原子炉格納容器外側で閉じた系を構成すること － 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>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"> ・ガス処理設備のフィルターのような素除去効率 ・ガス処理設備の処理容量 <p>(2) PWR</p> <p>a) アニュラス空気浄化設備</p> <ul style="list-style-type: none"> ・浄化装置のフィルターのような素除去効率 ・アニュラス負圧達成時間 ・浄化装置の処理容量 <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4) 東京電力福島第一原子力発電所事故の調査・分析の結果を踏まえたこれまでの主な対応状況

観察したこと	気がついたこと、問題意識	どのようなことをしたか (①：調査・分析を続ける) (②：東電に必要な対策等の検討を指示) (③：規制への取り入れを検討)
◆3号機原子炉建屋の爆発時の映像から、火炎や高く上がる黒煙が確認された。	<ul style="list-style-type: none"> ● 爆発はいくつかの段階を踏んで生じており、最初の爆発は原子炉建屋4階で生じた。 ● 爆発時には原子炉建屋内に可燃性ガス（水素など）が溜まっていた。 	<ul style="list-style-type: none"> ③：原子炉建屋内に水素が溜まった場合の対策（水素濃度を低くする、水素を排出する等）を求めた。 ①：原子炉建屋内にどのような可燃物があるのか、可燃物からどのような可燃性ガスが生じるのかを調査・分析している。
◆1～3号機原子炉建屋のオペレーションフロア（オペフロ）では高い放射線量率が測定された。	<ul style="list-style-type: none"> ● 格納容器の上部にある構造物（シールドプラグ）に多量の放射性物質が付着している可能性がある。 ● 格納容器から出てきた放射性物質がシールドプラグの隙間を通してオペフロへ移動した可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ①：多量の放射性物質が付着するメカニズム等について、調査・分析している。 ②：多量の放射性物質が付着していることを前提に、格納容器等からの燃料デブリ取り出しなどの廃炉作業が安全に実施できる手法を検討している。
◆弁などの機器が設計と異なる動作をした。	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計と異なる動作をした原因として、機器周辺の環境変化（温度の異常上昇など）が考えられる。 	<ul style="list-style-type: none"> ①：機器が設計どおりに動作するために必要な条件の特定、使用条件等の調査を進めている。
◆格納容器の内側から外側に繋がっている系統（機器、配管）で高い放射線量率が測定された。	<ul style="list-style-type: none"> ● 通常は放射性物質により汚染しない系統が放射性物質により汚染されている。 ● この系統の格納容器の内側の配管が損傷したことにより、格納容器の内側から外側に放射性物質が出てきた可能性がある。 	<ul style="list-style-type: none"> ①：どのような経路を辿って放射性物質による汚染が生じたのかを調査・分析している。 ③：格納容器の内側と外側を隔離するための弁の設計の考え方を整理している。
◆原子炉圧力容器を支えるコンクリートが損傷していた。	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉圧力容器を支える機能が低下または喪失している可能性がある。 ● 鉄筋コンクリートのうち、コンクリートは損傷しているが鉄筋は損傷していない。 	<ul style="list-style-type: none"> ②：原子炉圧力容器を支える機能が喪失しても安全性に影響がないことを確認する。 ①：コンクリートは損傷し鉄筋は損傷していない原因を解明するための調査・分析を行う。