



資料 4 - 1

島根原子力発電所2号機
新規制基準適合性に係る
審査状況等について

平成26年11月25日
中国電力株式会社

適合性確認審査会合の開催状況

適合性確認審査会合の開催状況（1 / 2）

	開催日	議 題	
		地震・津波関係	プラント関係
1	26.01.16	申請の概要	
2	26.01.28	申請内容に係る主要な論点	
3	26.02.20	敷地周辺陸域の活断層評価	
4	26.03.19	敷地周辺海域の活断層評価	
5	26.04.09	敷地周辺海域の活断層評価（コメント回答）	
6	26.04.16	地下構造評価	
7	26.05.01	敷地周辺陸域・海域の活断層評価（コメント回答）	
8	26.06.27	震源を特定せず策定する地震動	
9	26.07.22		確率論的リスク評価（内部事象）
1 0	26.08.05		静的機器の単一故障に係る設計
1 1	26.08.28		格納容器フィルタベント系
1 2	26.09.05	地下構造評価（コメント回答）	
1 3	26.09.11		指摘事項の回答（格納容器フィルタベント系）

（薄字はこれまでのご説明分）

適合性確認審査会合の開催状況（2/2）

	開催日	議 題	
		地震・津波関係	プラント関係
1 4	26.09.30		確率論的リスク評価（外部事象）
1 5	26.10.02		事故シーケンス等の選定
1 6	26.10.14		重大事故対策の有効性評価
1 7	26.10.16		重大事故対策の有効性評価
1 8	26.10.23		外部火災の影響評価
1 9	26.10.30		内部溢水の影響評価
2 0	26.11.06		外部火災の影響評価
2 1	26.11.13		有効性評価（可搬型設備保管場所・アクセスルート）
2 2	26.11.20		重大事故対策の有効性評価
2 3	26.11.21	地下構造評価（コメント回答）	

新規制基準について

新規制基準の制定経緯と基本的な考え方

<制定経緯>

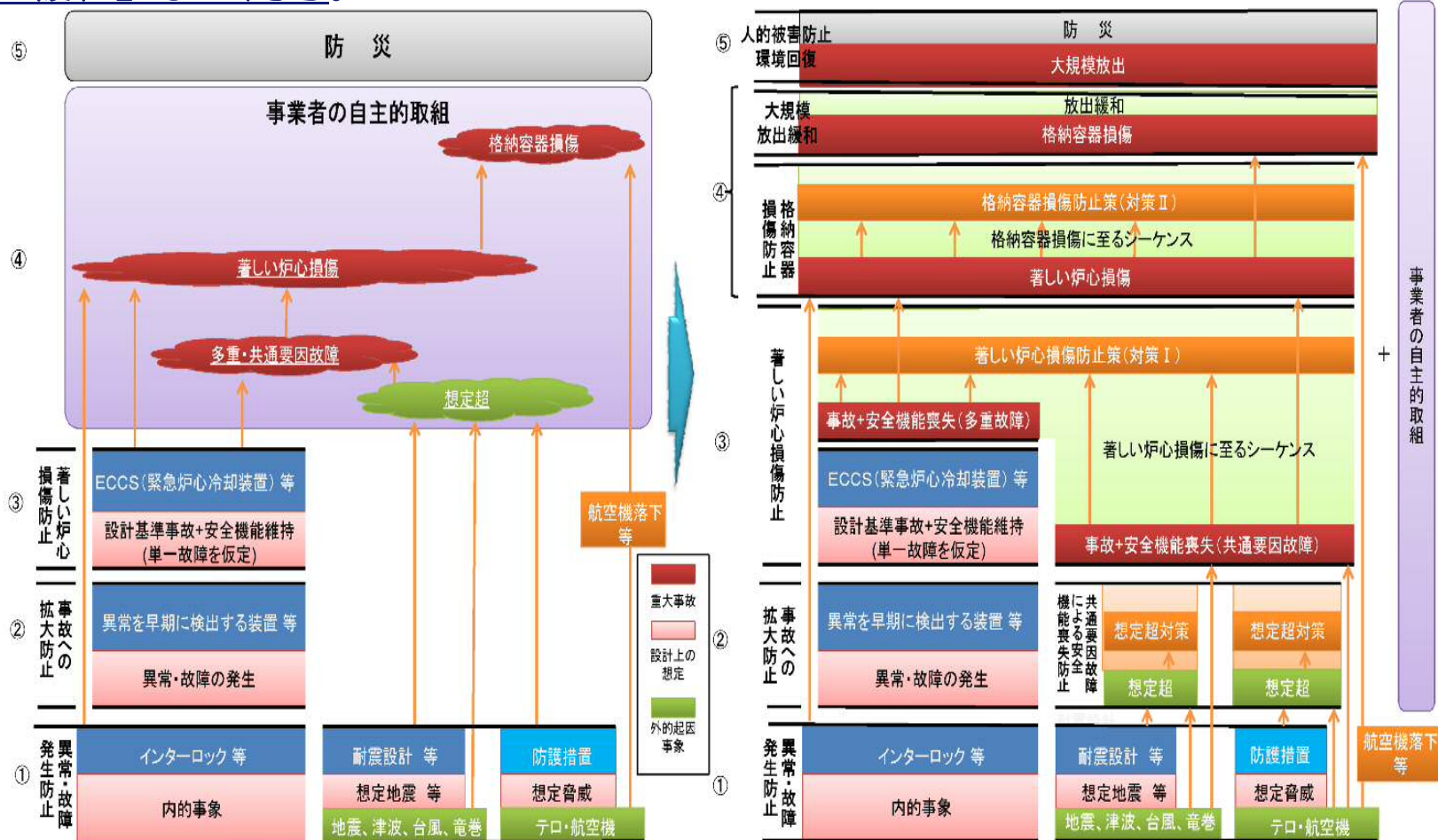
○東京電力福島第一原子力発電所の事故を受け、同事故の教訓や最新の技術的知見、国際原子力機関等の定める基準、海外の規制動向等を踏まえ、平成24年6月、原子炉等規制法が改正され、同法改正に基づき、規則、各種ガイド等（P7参照）による「新規制基準」が制定。

<基本的な考え方（従来の規制との比較の一例）>

従来の規制	強化・新設	新規制基準
<ul style="list-style-type: none"> ■ 深層防護※のうち、レベル3までを基本 ✓ <u>著しい炉心損傷防止を目的に設計基準事故に対する防護策を要求。</u> ✓ <u>設計基準事故を超える事故・設計上の想定を超える外的事象への対策は事業者の自主的取り組み。</u> <p style="text-align: right; font-size: small;">※深層防護については6P参照</p>		<ul style="list-style-type: none"> ■ 深層防護※のうち、レベル4までを基本 ✓ <u>新たに著しい炉心損傷に対して、格納容器の破損防止および放射性物質の大規模放出緩和のための対策を要求。</u> ✓ <u>設計基準事故を超える事故・設計上の想定を超える外的事象に対しても対策を要求。</u> <p style="text-align: right; font-size: small;">※深層防護については6P参照</p>
<ul style="list-style-type: none"> ✓ <u>単一の要因（機器の故障や事故）により非常用炉心冷却系、安全保護系及び電気系など安全上重要な系の機器が1つ故障したとしても安全機能が全て失われないよう複数機器を備えておくようにする。</u> 		<ul style="list-style-type: none"> ✓ <u>共通要因による安全機能の一斉喪失を防止する観点から、自然現象の想定と対策を大幅に引き上げ。</u> ✓ <u>自然現象以外でも共通要因による安全機能の一斉喪失を引き起こす可能性のある事象（火災など）について対策を強化。</u>

<参考> 深層防護の原則と規制化の範囲

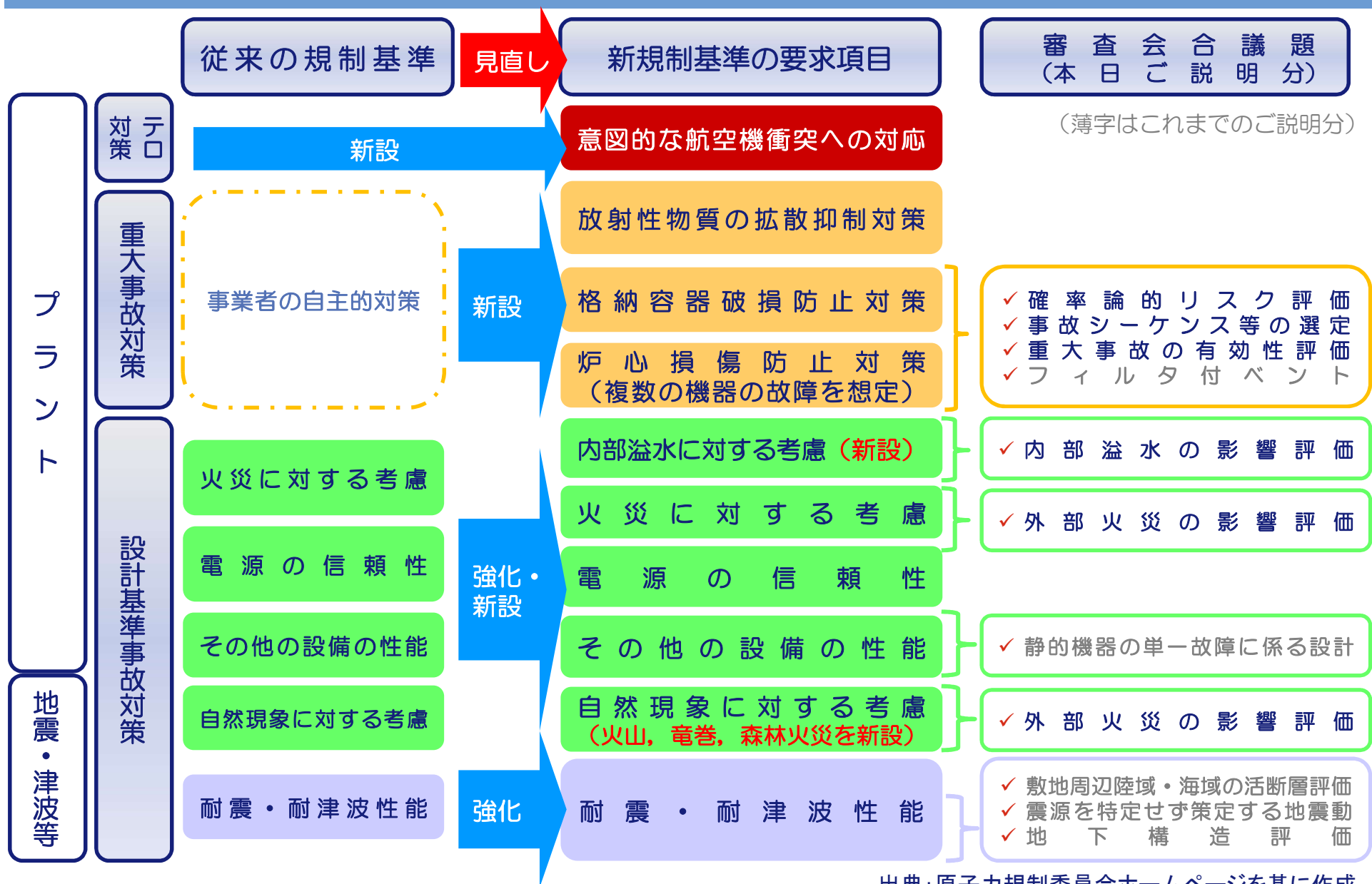
- 深層防護の原則は、国際原子力機関等の定義を参考に、5層のレベルが設定。
- 従来の規制が関与する範囲は、レベル3「著しい炉心損傷の防止」まで。
- 新規制基準においては、レベル4「格納容器損傷防止」「放射性物質の大規模放出緩和」まで関与。



＜参考＞新規制基準を構成する主な規則・各種ガイド（抜粋）⑦

審査基準に関する内規	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
	実用発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
	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
	実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の設計及び工事に係る品質管理の方法及びその検査のための組織の技術基準に関する規則の解釈
	実用発電原子炉及びその附属施設における保安規定審査基準
規制基準に関する内規 (審査ガイド)	原子力発電所の火山影響評価ガイド
	原子力発電所の竜巻影響ガイド
	原子力発電所の外部火災影響評価ガイド
	原子力発電所の内部火災影響評価ガイド
	原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド
	実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
	実用発電用原子炉に係る使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
	実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド
	実用発電用原子炉に係る重大事故時の制御室及び緊急時対策所の居住性に係る被ばく評価に関する審査ガイド
	基準地震動及び耐震設計方針に係る審査ガイド
	基準津波及び耐津波設計方針に係る審査ガイド
	基礎地盤及び周辺斜面の安定性評価に係る審査ガイド
	耐震設計に係る工認審査ガイド
	耐津波設計に係る工認審査ガイド

新規制基準の要求項目と審査会合議題との関係



出典:原子力規制委員会ホームページを基に作成

<参考> 主な審査項目（現時点想定）

地震・津波等		
	項目	備考
地震	敷地及び敷地周辺の地下構造評価	△
	震源を特定して策定する地震動	△
	震源を特定せず策定する地震動	△
	基準地震動	—
	耐震設計方針	—
	敷地内の破砕帯	—
	地盤・斜面の安定性	—
津波	基準津波	—
	耐津波設計方針	—

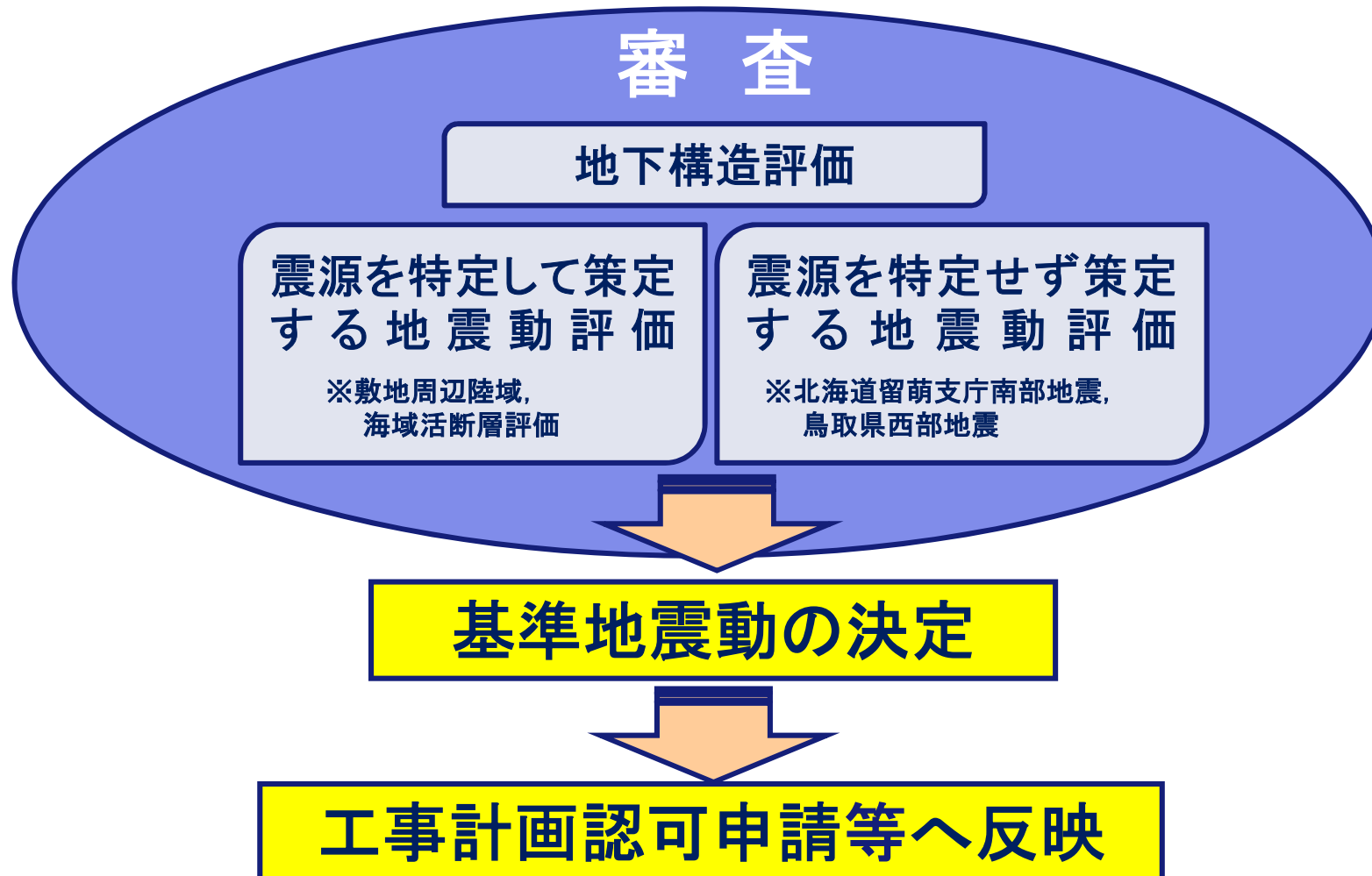
プラント		
	項目	備考
重大事故対策	確率論的リスク評価	△
	事故シーケンスの選定	△
	有効性評価	△
	解析コード	—
	制御室	—
	緊急時対策所	—
	フィルタ付ベント設備	△
設計基準事故対策	内部溢水	△
	火災（内部・外部）	△
	竜巻影響評価・対策	—
	火山影響評価・対策	—
	静的機器単一故障	△
保安電源設備	—	

凡例 ○:実施済, △:実施中, —:未実施

適合性確認審査の主な流れ

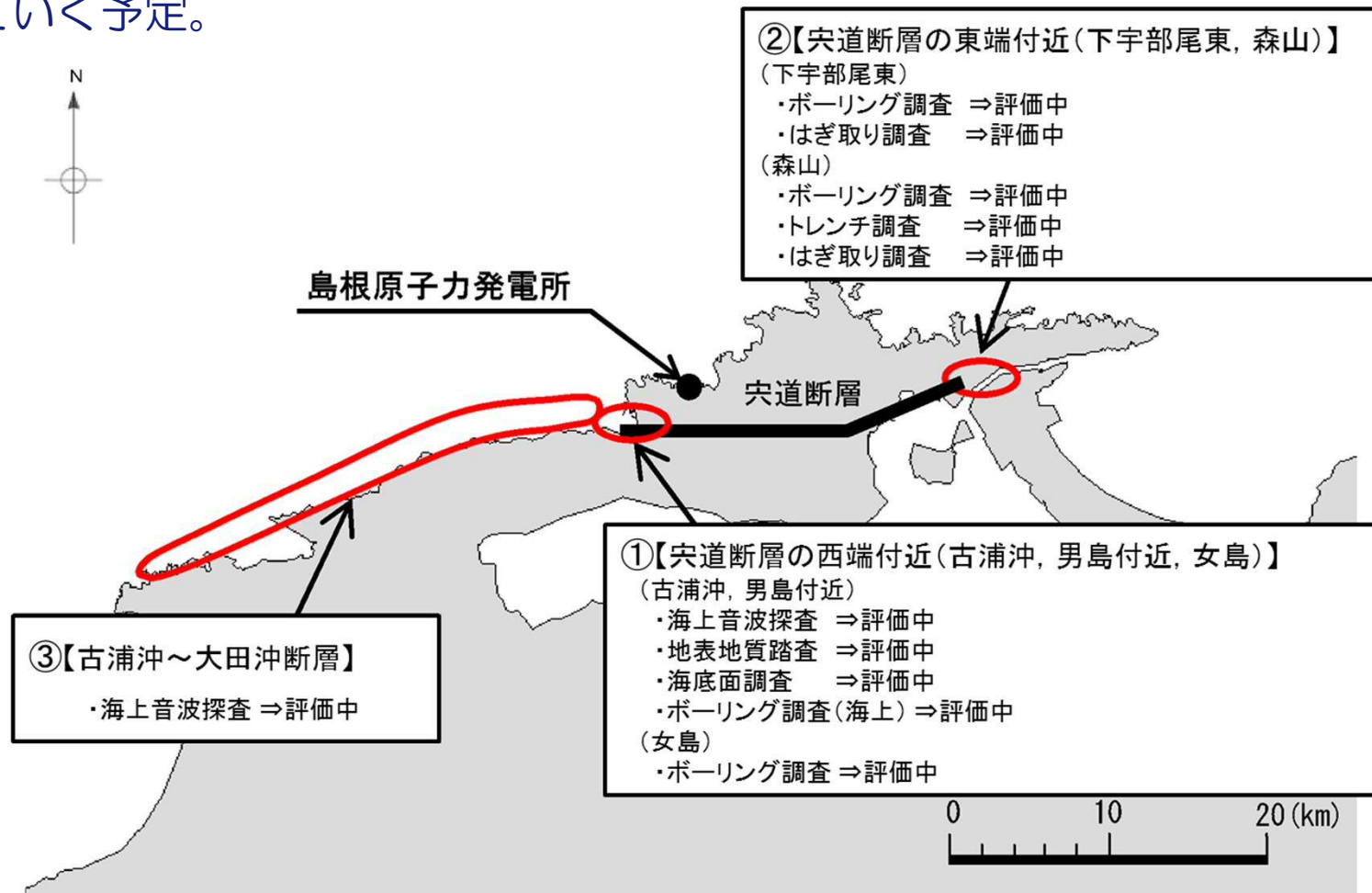
地震・津波等に関する審査の流れ〔基準地震動の例〕

- 敷地内の「地下構造評価」，「震源を特定して策定する地震動」および「震源を特定せず策定する地震動」をそれぞれ評価した上で，基準地震動を決定。
- 基準地震動が決まれば，設備の詳細設計（工事計画認可申請）等に反映。



<参考> 穴道断層に係る追加調査状況

- 新規制基準適合性に係る審査会合におけるコメントに対する現地調査は10月末で完了。
- 当社保有の様々なデータを補完する観点から、今後も引き続き自主的に調査を実施していく予定。



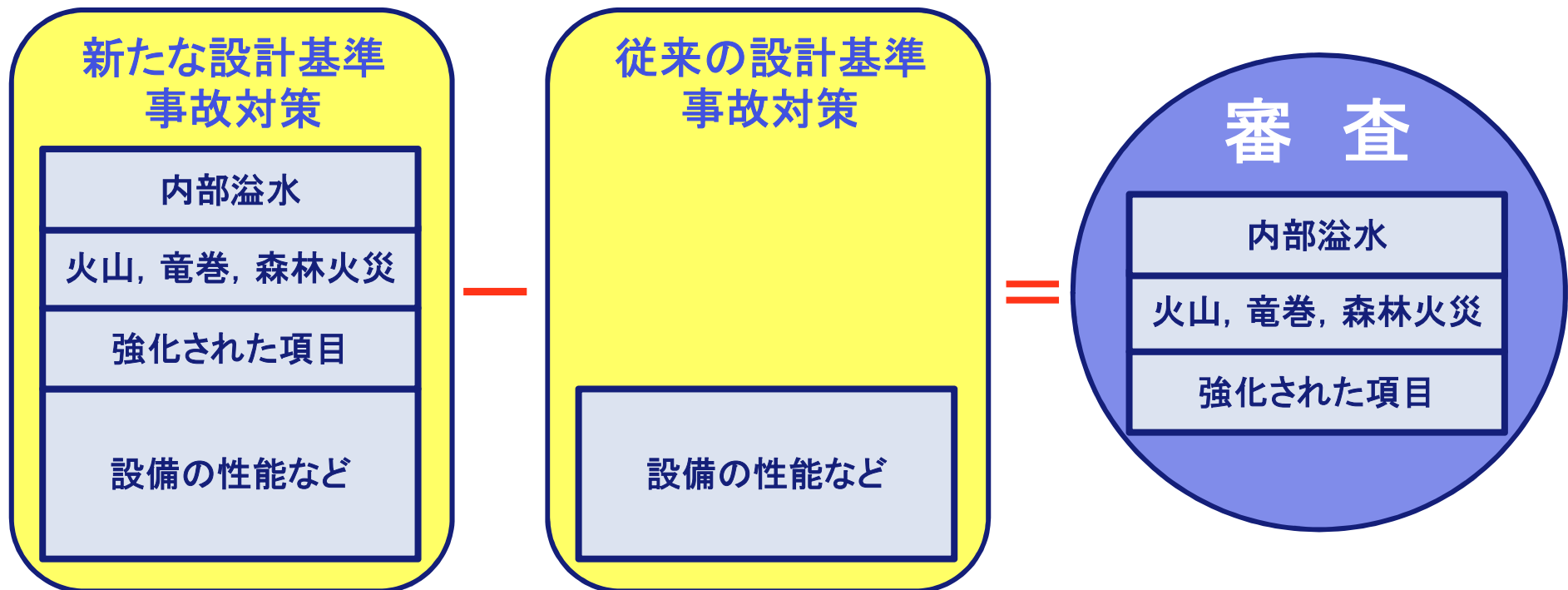
プラントに関する審査の流れ〔設計基準事故対策の例〕

○プラント関係の審査は、「設計基準事故対策（事故を起こさない対策）」と「重大事故対策（事故が起こった場合の対策）」に大別。

○「設計基準事故対策」は、従来の基準から強化された項目及び新設された自然現象といった外部要因に対する影響評価・対策について審査。

＜代表的な項目例＞

- ✓ 内部溢水
- ✓ 火山，竜巻，森林火災
- ✓ 火災



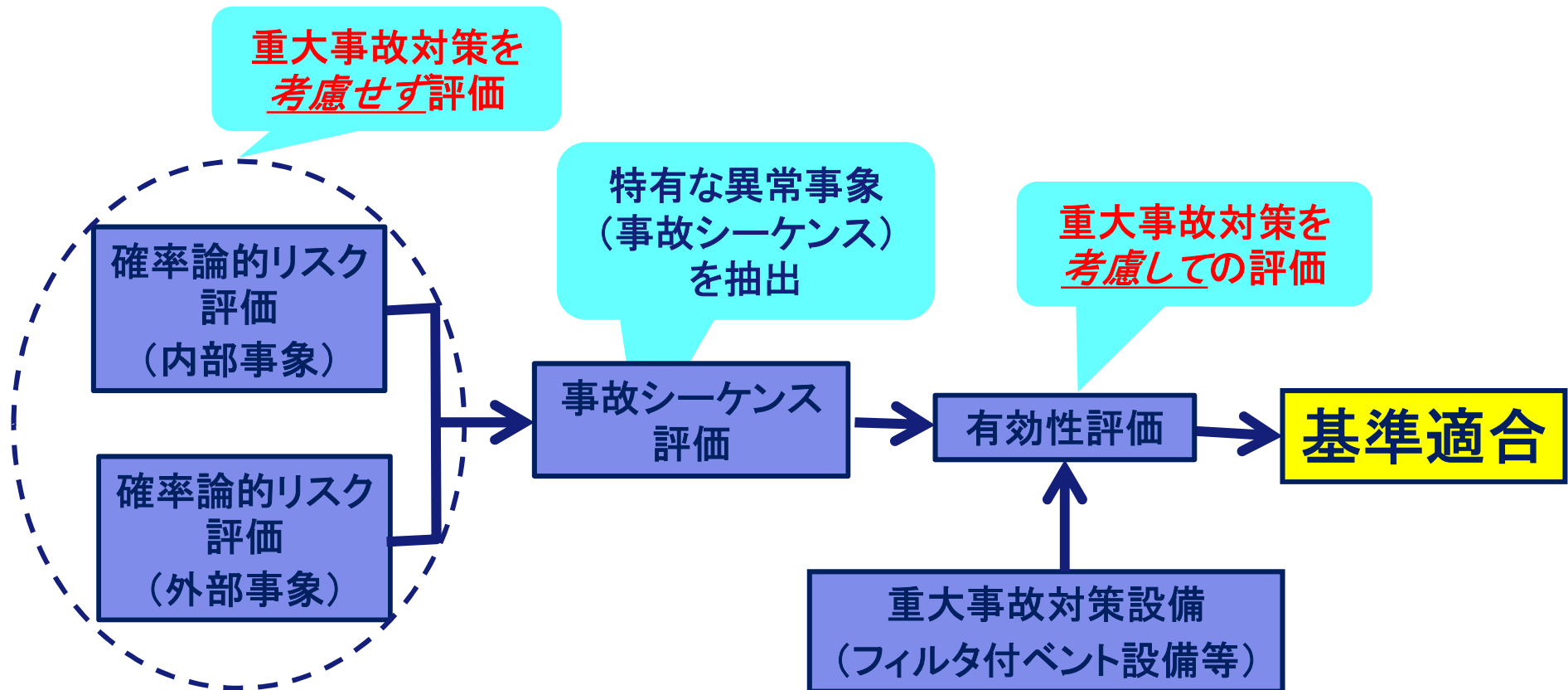
プラント関係の審査の流れ〔重大事故対策の例〕

○「重大事故対策」は、主に福島第一原子力発電所事故後に新たに配備・設置した設備や手順が有効に機能するかを評価。

＜代表例＞

- ✓ 送水車，高圧発電機車などの可搬式設備
- ✓ フィルタ付ベント設備
- ✓ 緊急時対策所

これらの対策等の実施状況は資料4-2「安全対策の実施状況」を参照



確率論的リスク評価～有効性評価

確率論的リスク評価～有効性評価に関する規定

<目的>

○重大事故対策が有効に機能するかを確認（有効性評価）

- 重大事故に至る可能性が想定される事故シーケンスグループ（「高圧・低圧注水機能喪失」などといった事故の組み合わせ）が発生しても、炉心の著しい損傷を防止するための必要な措置。
- 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し、異常な水準の放射性物質の放出を防止（セシウム137の放出量が100Tベクレルを下回る）するための必要な措置。

<手段>

○確率論的リスク評価により、基本的に重大事故対策を施していない状態で以下の事故シーケンスグループ等を抽出。

炉心損傷防止 ⇒ 事故シーケンスグループ

格納容器破損防止 ⇒ 格納容器破損モード（過圧・過温など破損に至る原因）

○有効性評価にあたっては、適切な評価手法を用い、感度解析等により不確かさの影響を考慮、外部支援なしで7日間を評価 等々。

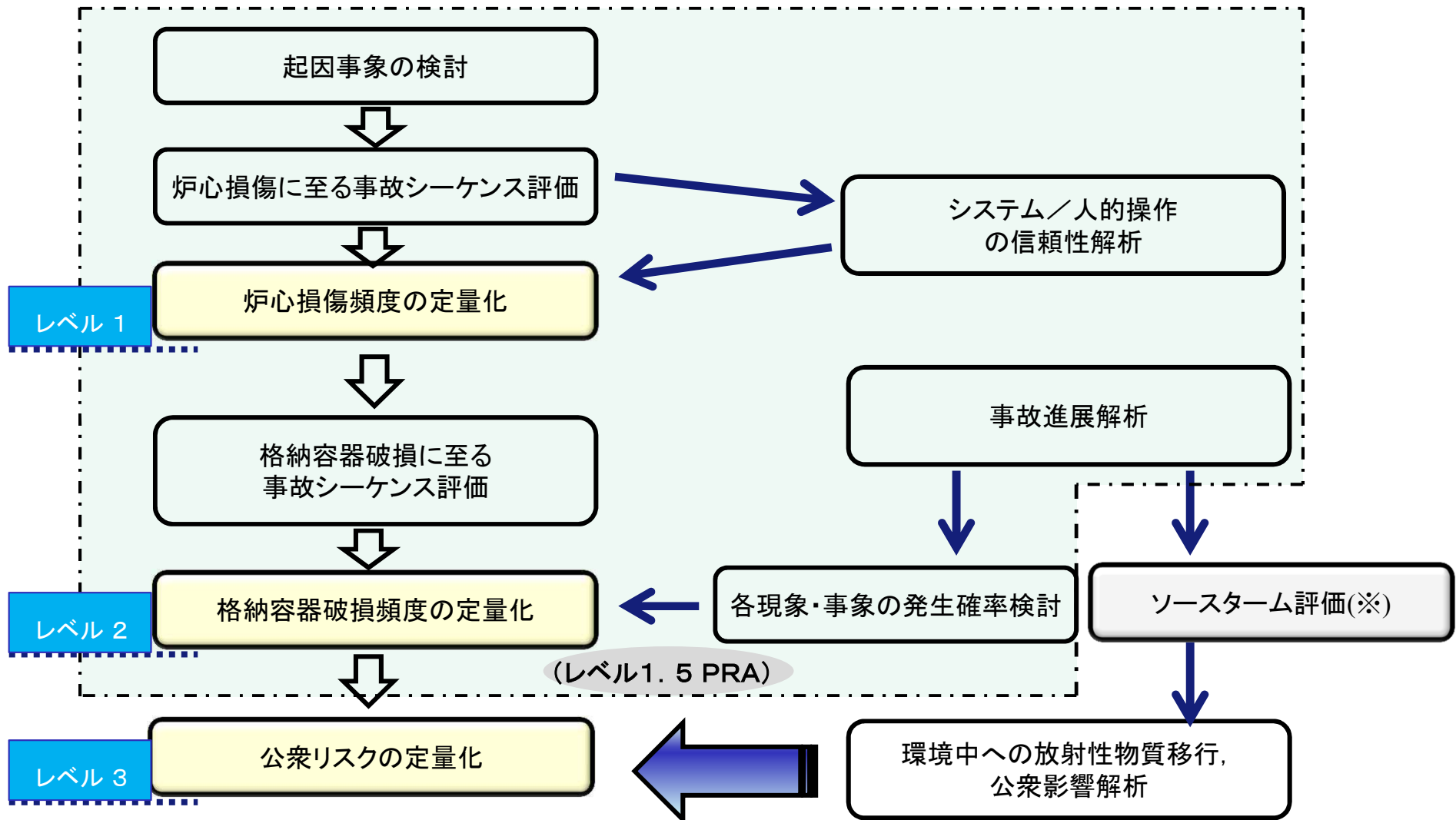
○確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment)

- 原子力発電所など大規模で複雑なシステムについて，発生し得るあらゆる事故を対象 (⇒全ての事故シーケンスグループを抽出可能)
- その事故の発生確率と発生した時の影響を推定・評価 (⇒炉心損傷頻度等の評価が可能)
- 原子力発電所の安全性，信頼性を総合的，定量的に評価

項目	確率論的リスク評価 (PRA)	決定論的評価 (設計基準事故解析)
評価対象	発生しうる起因事象およびその後の事象進展を網羅的に考慮	工学的見地から想定される代表的な事象と事象進展を考慮
故障の扱い	多重故障まで考慮	単一故障と外部電源喪失の考慮
評価条件	最適評価 (Best Estimate) 条件	結果が厳しくなるような保守的条件
結果の表現	定量的なリスクの程度	安全性の基準に対する適合性
特徴	<ul style="list-style-type: none">➢ 決定論を補完する役割➢ 説明性・科学的合理性の向上➢ データベースの信頼性確保が課題	<ul style="list-style-type: none">➢ 保守的な評価条件でプラントの挙動を解析 (実挙動とは異なる)➢ 定量的な安全余裕の評価が困難

確率論的リスク評価のレベル

○新規制基準への適合性確認審査においては、レベル1, 1, 5までが範囲。



※: 放射性物質の種類, 化学形態, 放出量, 放出時期など

確率論的リスク評価から得られる特徴

PRA	PRA結果	プラントの特徴	主な重大事故等対策
内部事象 レベル1	炉心損傷頻度： 6.0E-06 (/炉年)	崩壊熱除去機能喪失の割合が大きい ⇒除熱手段（残留熱除去系を用いた除熱） の喪失による炉心損傷リスクが相対的に 大きい	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉冷却 • 格納容器フィルタベント系による除熱 • 原子炉補機代替冷却系による除熱
地震 レベル1 (外部事象)	炉心損傷頻度： 1.0E-06 (/炉年)	全交流動力電源喪失の割合が大きい ⇒地震による外部電源喪失の発生後、非常用 ディーゼル発電機のサポート機能（原子炉 補機冷却系など）の喪失による炉心損傷 リスクが相対的に大きい	<ul style="list-style-type: none"> • ガスタービン発電機による電源供給 • 低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉冷却 • 格納容器フィルタベント系による除熱
津波 レベル1 (外部事象)	炉心損傷頻度： 4.7E-07 (/炉年)	広範な緩和設備の機能喪失により直接炉心 損傷に至る事象の割合が大きい ⇒防波壁及び防水壁の設置、止水処理等に より、津波による補機冷却系喪失の発生後、 崩壊熱除去機能喪失等に至る炉心損傷リス クが低減	(直接炉心損傷に至る事象への対策につ いては、緩和機能の同定が困難で あるが、抽出される事故シーケンス グループは内部事象に含まれること から、対策については内部事象レベル 1 PRAと同様)
内部事象 レベル1.5	格納容器破損頻度： 5.9E-06 (/炉年)	格納容器過圧・過温破損の割合が大きい (内部事象レベル1 PRAにおける崩壊熱 除去機能喪失〔格納容器先行破損〕による 炉心損傷モードに相当)	(対策については、内部事象レベル1 PRAと同様)
停止時 レベル1	燃料損傷頻度： 6.0E-06 (/定期検査)	全交流動力電源喪失の割合が大きい ⇒外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機 の喪失による炉心損傷リスクが相対的に 大きい	<ul style="list-style-type: none"> • ガスタービン発電機による電源供給 • 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水 • 原子炉補機代替冷却系による除熱

重大事故対策の有効性評価（抜粋） 1/2

<炉心損傷防止対策>

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	重大事故等対策	評価結果の概要
高圧・低圧注水機能喪失		給水流量の全喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水系（常設） 常設代替交流電源設備 格納容器フィルタベント系 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は一時的に露出するが再冠水し、継続して冷却することが可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持※1
高圧注水・減圧機能喪失		給水流量の全喪失 + 高圧注水失敗 + 減圧失敗	<ul style="list-style-type: none"> 代替自動減圧機能 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は一時的に露出するが再冠水し、継続して冷却することが可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持
全交流動力電源喪失		全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水系（可搬型） 格納容器フィルタベント系 常設代替交流電源設備 原子炉補機代替冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は露出することなく冷却が可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持※1
崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	給水流量の全喪失 + 取水機能喪失（全交流動力電源喪失）	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 原子炉補機代替冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は露出することなく冷却が可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持
	残留熱除去系故障	給水流量の全喪失 + 残留熱除去系故障	<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水系（常設） 常設代替交流電源設備 格納容器フィルタベント系 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は露出することなく冷却が可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持※1
原子炉停止機能喪失		主蒸気隔離弁誤閉止 + スクラム失敗	<ul style="list-style-type: none"> 代替原子炉再循環ポンプトリップ機能 代替制御棒挿入機能※2 ほう酸水注入系 	<ul style="list-style-type: none"> 燃料は沸騰遷移するがリウエットし、炉心を継続して冷却することが可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持
LOCA時注水機能喪失		中小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> 低圧原子炉代替注水系（常設） 常設代替交流電源設備 格納容器フィルタベント系 	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は一時的に露出するが再冠水し、継続して冷却することが可能 圧力容器、格納容器は健全性を維持※1
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）		原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された熱交換器フランジ等からの漏えい	—	<ul style="list-style-type: none"> 炉心は露出することなく冷却が可能

※1: ベント時に周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない
 ※2: 作動しないものと仮定

< 格納容器破損防止対策 >

格納容器破損モード	重要事故シーケンス	重大事故等対策	評価結果の概要
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	大破断LOCA + ECCS注水失敗 + 全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧原子炉代替注水系（常設） • 常設代替交流電源設備 • 格納容器フィルタベント系 • 格納容器代替スプレイ注水系 	<ul style="list-style-type: none"> • 格納容器の限界圧力を下回る。限界温度は僅かに超えるが短時間であり、格納容器は健全性を維持 • Cs-137の総放出量は100TBqを十分下回る
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	高圧注水失敗 + 減圧失敗 + 低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> • 手動減圧機能※ 	圧力容器の破損までに原子炉圧力は2.0MPa [gage]以下に減圧可能
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> • ペDESTAL代替注水系※ 	溶融炉心が格納容器下部に落下した際の格納容器圧力上昇は、格納容器の健全性に影響を与えない
水素燃焼	大破断LOCA + ECCS注水失敗 + 全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> • 低圧原子炉代替注水系（常設） • 常設代替交流電源設備 • 格納容器フィルタベント系 • 格納容器代替スプレイ注水系 	水素の爆轟は発生せず、また、可燃性ガスの燃焼が生じることはない
格納容器直接接触（シェルアタック）	—	—	構造上発生しない
溶融炉心・コンクリート相互作用	高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	<ul style="list-style-type: none"> • ペDESTAL代替注水系※ 	溶融炉心によるコンクリート侵食によって格納容器の構造部材の支持機能が喪失することはない

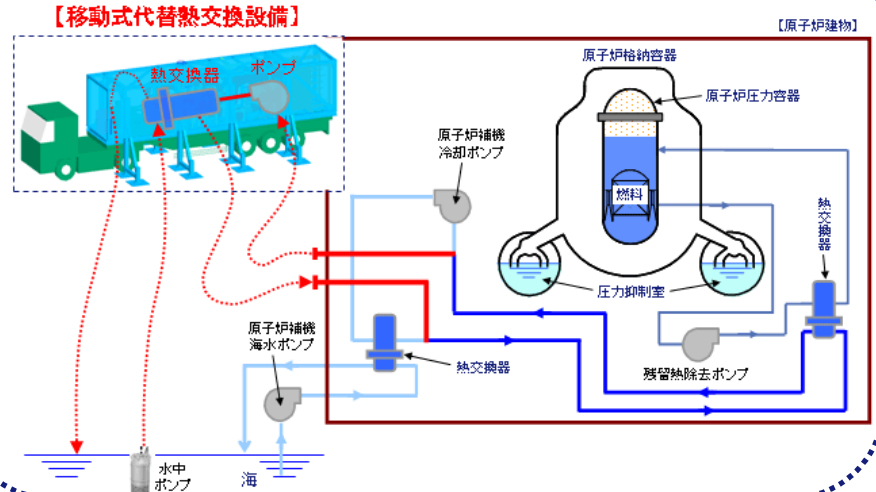
※: 圧力容器破損に至る事象を仮定するため、重大事故等対策である低圧原子炉代替注水系（常設）等の注水を実施しない

<参考> 主な重大事故対策設備 (イメージ)

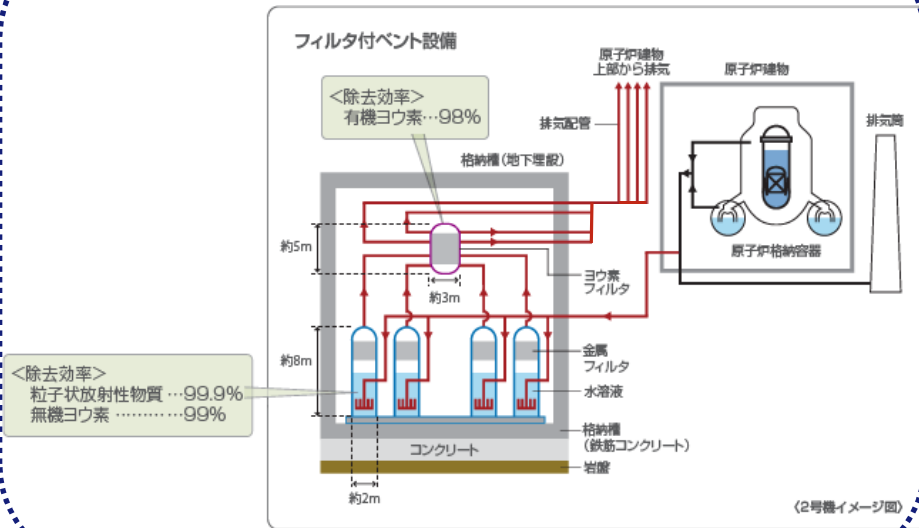
< 低圧原子炉代替注水系 >



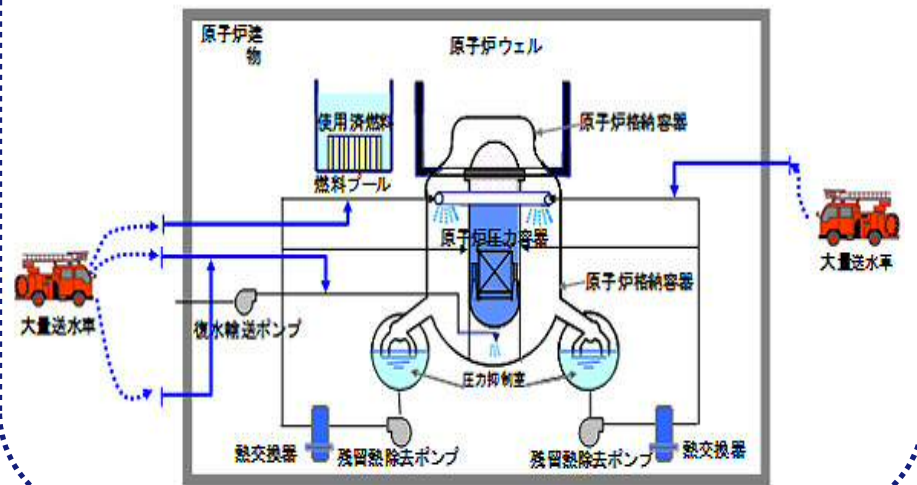
< 原子炉補機代替冷却系 >



< 格納容器フィルタベント系 >



< 格納容器代替スプレイ注水系・ペDESTAL代替注水系 >



<参考>事故シーケンスに関する用語解説

<LOCA (Loss of Coolant Accident) >

- ✓ 冷却材喪失事故（原子炉における想定事故の一つ）。炉心で発生した熱を除去し熱交換器あるいは蒸気タービンへ熱を伝達する役目をもつ原子炉冷却材が配管の破損等によって流れ出し炉心の冷却機能が損なわれる事故。
- ✓ インターフェイスシステムLOCAとは、原子炉冷却系材圧力バウンダリ※とそれと直結した格納容器外の低圧系との隔離に失敗した場合に、原子炉冷却系の圧力が低圧系に付加されるために発生する事故。
※：原子炉の通常運転時に原子炉冷却材を内包して原子炉と同じ圧力条件となり、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において圧力障壁を形成するものであって、それが破壊すると原子炉冷却材喪失となる範囲の施設。

<ECCS (Emergency Core Cooling System) >

- ✓ 原子炉で原子炉冷却系の配管破断が起きる等の事故が発生し、原子炉冷却材が炉心から喪失した場合に直ちに冷却材を炉心に注入して炉心を冷却する安全システム。
- ✓ 原子炉は緊急時に核分裂連鎖反応を直ぐに停止したとしても燃料体にはまだ顕熱が残っており、また核分裂生成物からの崩壊熱の発生もあるので、燃料体を冷却する必要がある。沸騰水型軽水炉の場合のECCSには、高圧注水系、自動減圧系、炉心スプレイ系、低圧注水系がある（加圧水型軽水炉では安全注入設備、格納容器圧力低減設備、余熱除去設備がこの機能を果たす）。

<参考>格納容器破損モードに関する用語解説

<雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）>

- ✓ 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属－水反応によって発生した非凝縮性ガスなどの蓄積によって子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し原子炉格納容器が破損する場合

<高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接過熱>

- ✓ 原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷すると、溶融炉心並びに水蒸気及び水素が急速に放出され、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器が破損する場合

<原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用>

- ✓ 溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する場合

<水素燃焼>

- ✓ 原子炉格納容器内に酸素等の反応性のガスが混在していると、水－ジルコニウム反応等によって発生した水素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器が破損する場合

<格納容器直接接触（シェルアタック）>

- ✓ 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触することによって原子炉格納容器が破損する場合

<溶融炉心・コンクリート相互作用>

- ✓ 原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって原子炉格納容器床のコンクリートが浸食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失する場合

外部火災の影響評価

外部火災の影響評価とは

＜規制要求上の位置付け＞

○設計基準事故対策のうち「火災に対する考慮」および「自然現象に対する考慮」に該当。【設置許可基準規則第六条（外部からの衝撃による損傷の防止）】

＜想定する外部火災と評価方法＞

○①「森林火災」，②「近隣の産業施設の火災・爆発」，③「航空機墜落による火災」を，外部火災として想定。

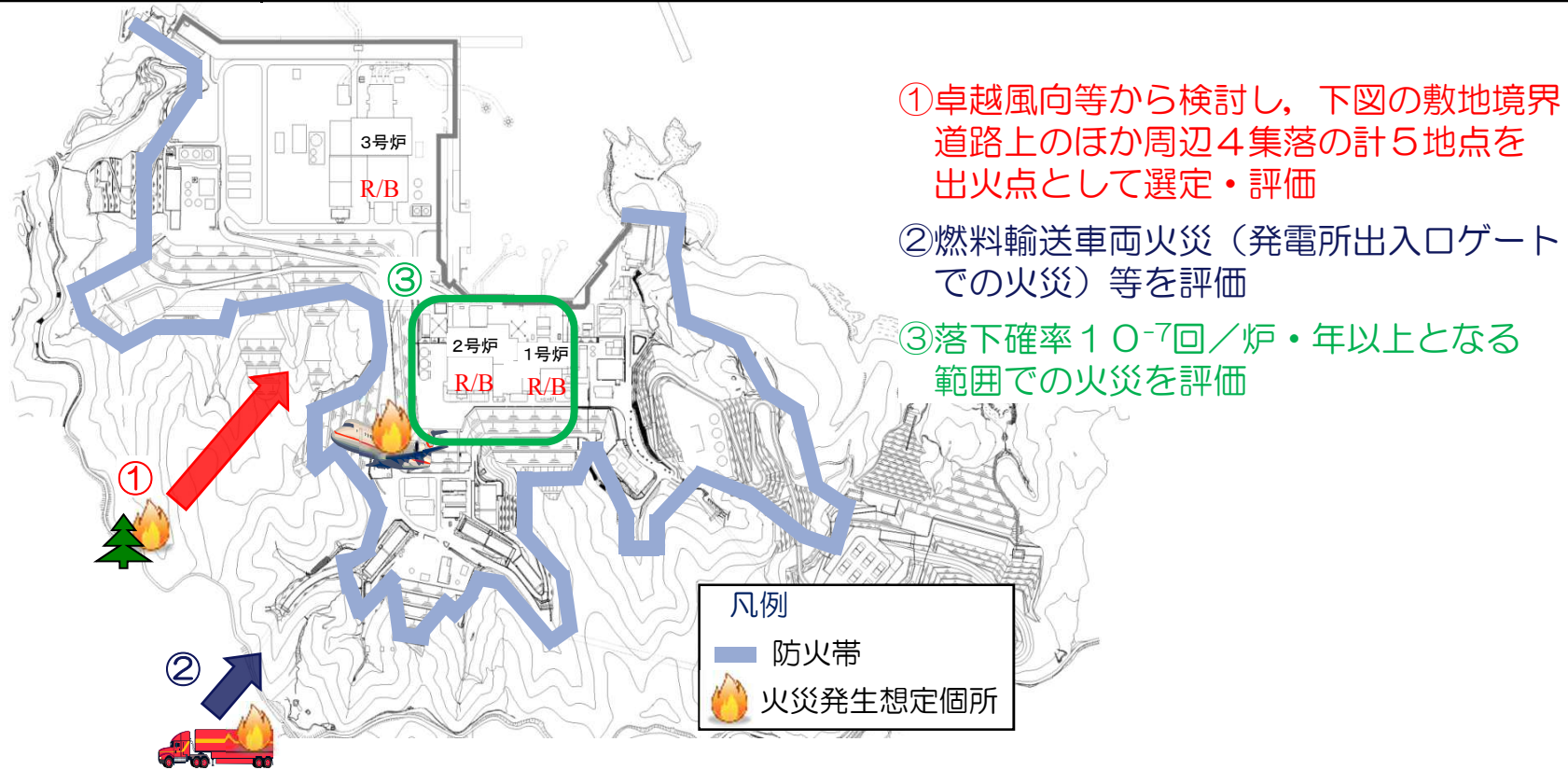
①森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 敷地境界から10km圏内で出火し延焼する森林火災を，シミュレーション解析コードにより評価。 上記評価から防護対象設備の熱影響等の評価。
②近隣産業施設等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 敷地境界から10km圏内にある産業施設等での火災・爆発，石油コンビナート等大規模な工場，燃料輸送車両，漂流船舶，危険物タンクについて影響を評価。
③航空機落下による火災	<ul style="list-style-type: none"> 墜落確率10^{-7}（回／炉・年）以上となる範囲に墜落した航空機火災による，防護対象設備の熱影響を評価。

○上記の火災において発生するばい煙等による，設備・居住性への影響を評価。



外部火災の影響評価結果

①森林火災	<ul style="list-style-type: none"> 必要な防火帯幅約21mを確保することが可能 延焼箇所の最縁から重要安全施設を収納する原子炉建物までは危険距離以上離隔
②近隣産業施設等の火災	<ul style="list-style-type: none"> 10km圏内に石油コンビナート等なし 想定火災に対し、原子炉建物外壁は許容温度(200℃)以下を確認
③航空機落下による火災	<ul style="list-style-type: none"> 想定火災(敷地内への落下火災)に対し、原子炉建物外壁は許容温度(200℃)以下を確認
その他(ばい煙, 延焼防止)	<ul style="list-style-type: none"> 中央制御室は、外気取り入れ無しで空調の循環運転が可能 発電所内に常駐する自衛消防隊が延焼防止の散水活動を実施可能



- ①卓越風向等から検討し、下図の敷地境界道路上のほか周辺4集落の計5地点を出火点として選定・評価
- ②燃料輸送車両火災(発電所出入口ゲートでの火災)等を評価
- ③落下確率 10^{-7} 回/炉・年以上となる範囲での火災を評価

内部溢水の影響評価

内部溢水の影響評価とは

<規制要求上の位置付け>

- 設計基準事故対策として新設されたもの。 【設置許可基準規則第九条（溢水による損傷の防止等）】
- 原子炉施設内における溢水に対し、安全機能を損なわないこと（原子炉を高温停止・低温停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持。燃料プールの冷却・給水機能を維持）。
また、放射性物質を含む液体が、管理区域外へ漏えいしないことを要求。

<想定する溢水源と評価方法>

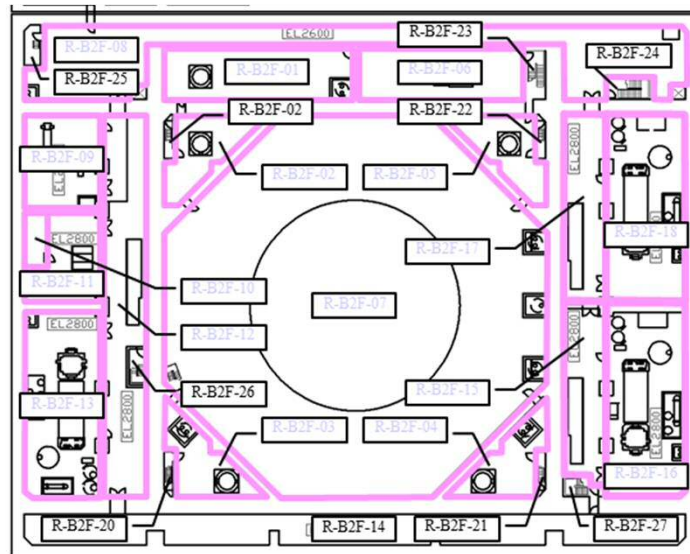
- 溢水源として以下を想定し、防護対象設備を選定。それら設備が設置されている全ての区画，現場操作が必要な設備へのアクセス通路について防護区画を設定。
 - ① 機器の破損等（想定破損）により生じる溢水
 - ② 消火系統等の作動（消火水の放水）による溢水
 - ③ 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水
- 区画ごとに防護対象設備が没水，被水または蒸気の影響を受けず，必要な機能が確保されるか否かを評価。

内部溢水の影響評価結果

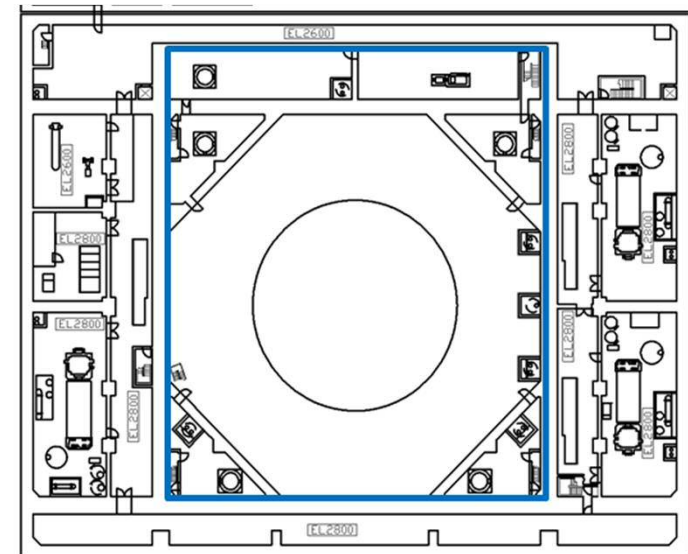
○溢水が生じた場合に，以下の溢水防護対象設備の機能が失われないよう溢水防護区画への浸水経路に対して内部溢水対策を実施。

- 原子炉を高温停止でき，引き続き低温停止するために必要となる設備
- 放射性物質の閉じ込め機能を維持するために必要となる設備
- 原子炉停止状態を維持するために必要となる設備
- 燃料プール冷却機能及びプールへの給水機能を維持するための設備

○放射性物質を含む溢水が管理区域外へ漏えいすることを防止するための内部溢水対策を実施。



溢水防護区画の設定例

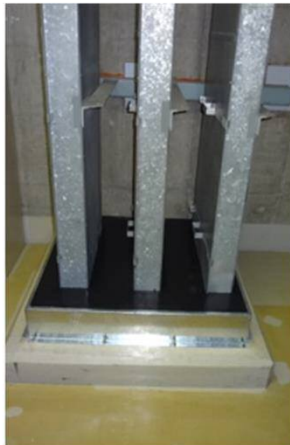


管理区域境界の例

＜対策内容＞

1. 貫通部止水処置，水密扉，堰の設置
2. 大型タンク遮断弁の設置（地震時閉止インターロック機能有）
3. 空調ダクトフラップゲートの設置
4. 漏えい検知器の設置
5. 循環水ポンプ停止および復水器水室出入口閉止インターロックの設置

1-1. 貫通部止水処置



施工例

1-2. 水密扉の設置



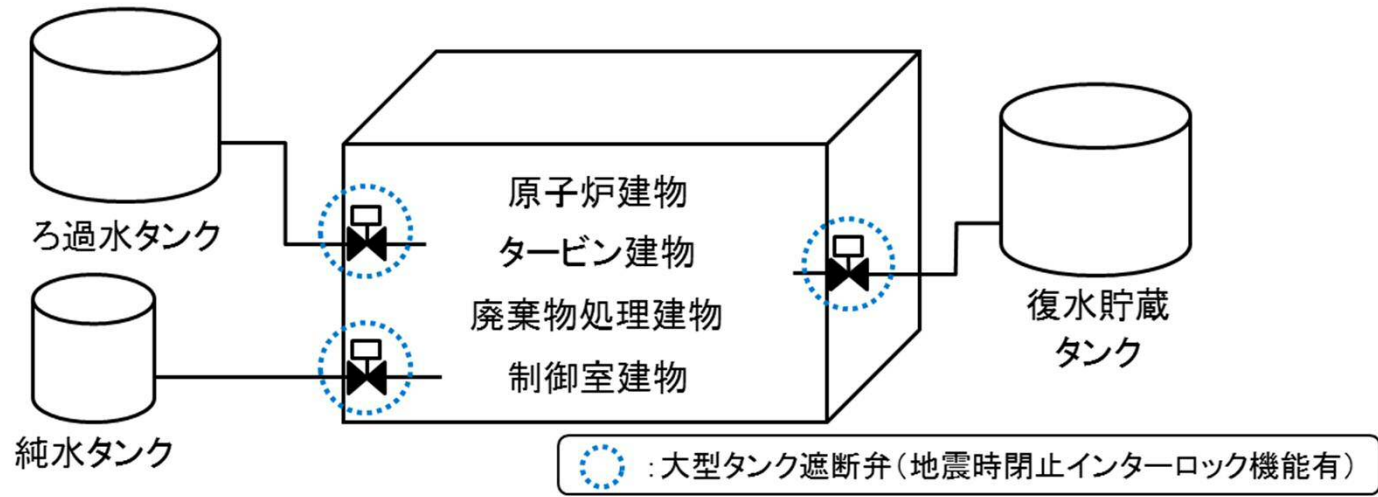
施工例

1-3. 堰の設置

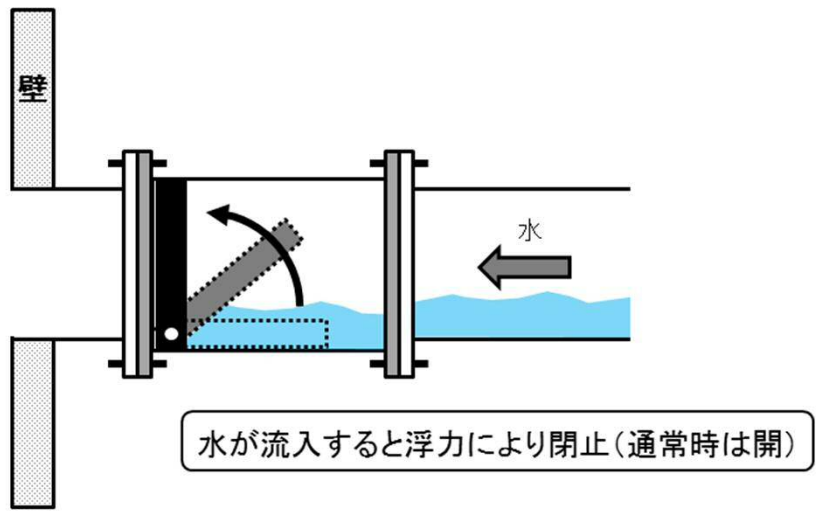


施工例

2. 大型タンク遮断弁の設置



3. 空調ダクトフラップゲートの設置



4. 漏えい検知器の設置



施工例

5. 循環水ポンプ停止及び復水器水室出入口弁閉止インターロックの設置

