

原子力の規制分野における リスク情報活用について

令和6年7月25日

原子力規制庁 検査グループ
検査監督総括課
村上 玄

原子力規制委員会の発足 (1/2)

福島第一 原子力発電所事故

2011年3月11日

東北地方太平洋沖地震の発生により、福島第一原子力発電所で水素爆発、炉心溶融が起きた事故。

周辺地域に大量の放射性物質が放出されました。

規制機関の再編、規制基準等の見直し

(国会事故調報告書)

- 規制当局は原子力の安全に対する監視・監督機能を果たせなかった。
- 専門性の欠如等の理由から規制当局が事業者の虜となり、規制の先送りや事業者の自主対応を許すことで、事業者の利益を図り、同時に自らは直接的責任を回避してきた。
- 規制当局の、推進官庁、事業者からの独立性は形骸化しており、その能力においても専門性においても、また安全への徹底的なこだわりという点においても、国民の安全を守るには程遠いレベルだった。

福島第一原子力発電所事故における教訓

- 福島第一原子力発電所事故では、地震や津波などの共通原因により複数の安全機能が喪失。
- さらに、その後の重大事故（シビアアクシデント）の進展を食い止めることができなかった。

地震・津波という共通原因により複数の安全機能が喪失

①地震により外部電源喪失

※原子炉停止後の冷却に必要な電源

②津波により所内電源喪失・破損

※外部電源が喪失した場合に必要な電源
※冷却に必要な海水ポンプの破損



使用済燃料プール

⑦水素爆発

安全機能の喪失による重大事故の進展

③冷却停止



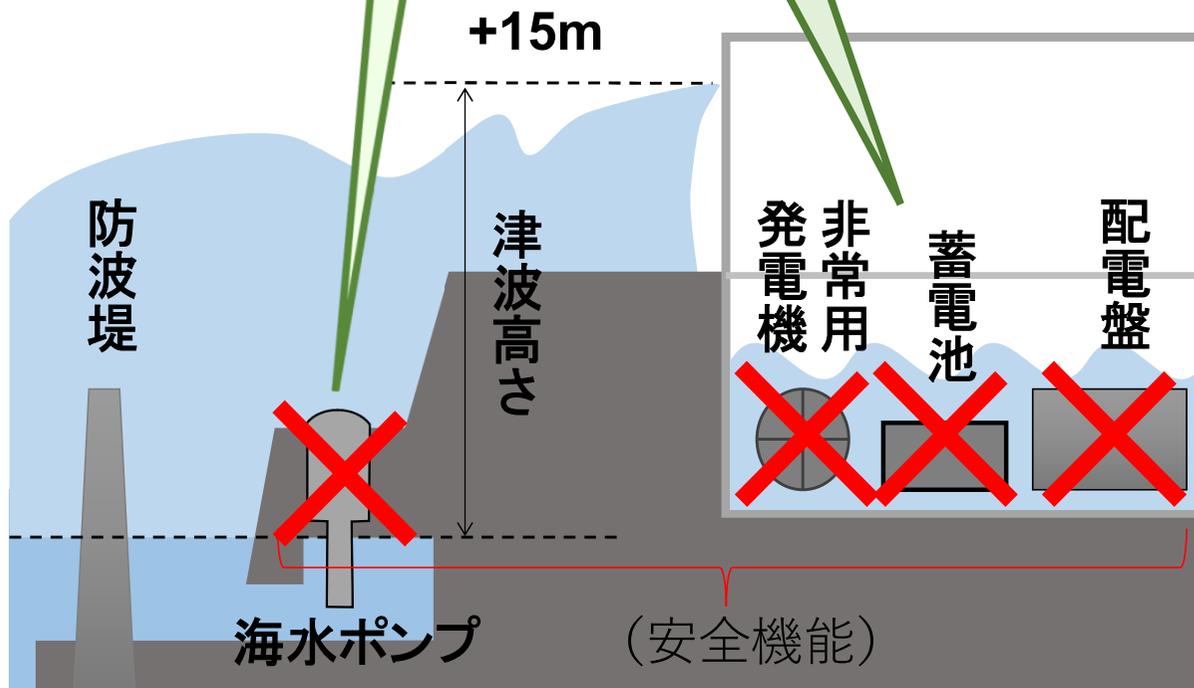
④炉心損傷



⑤水素発生

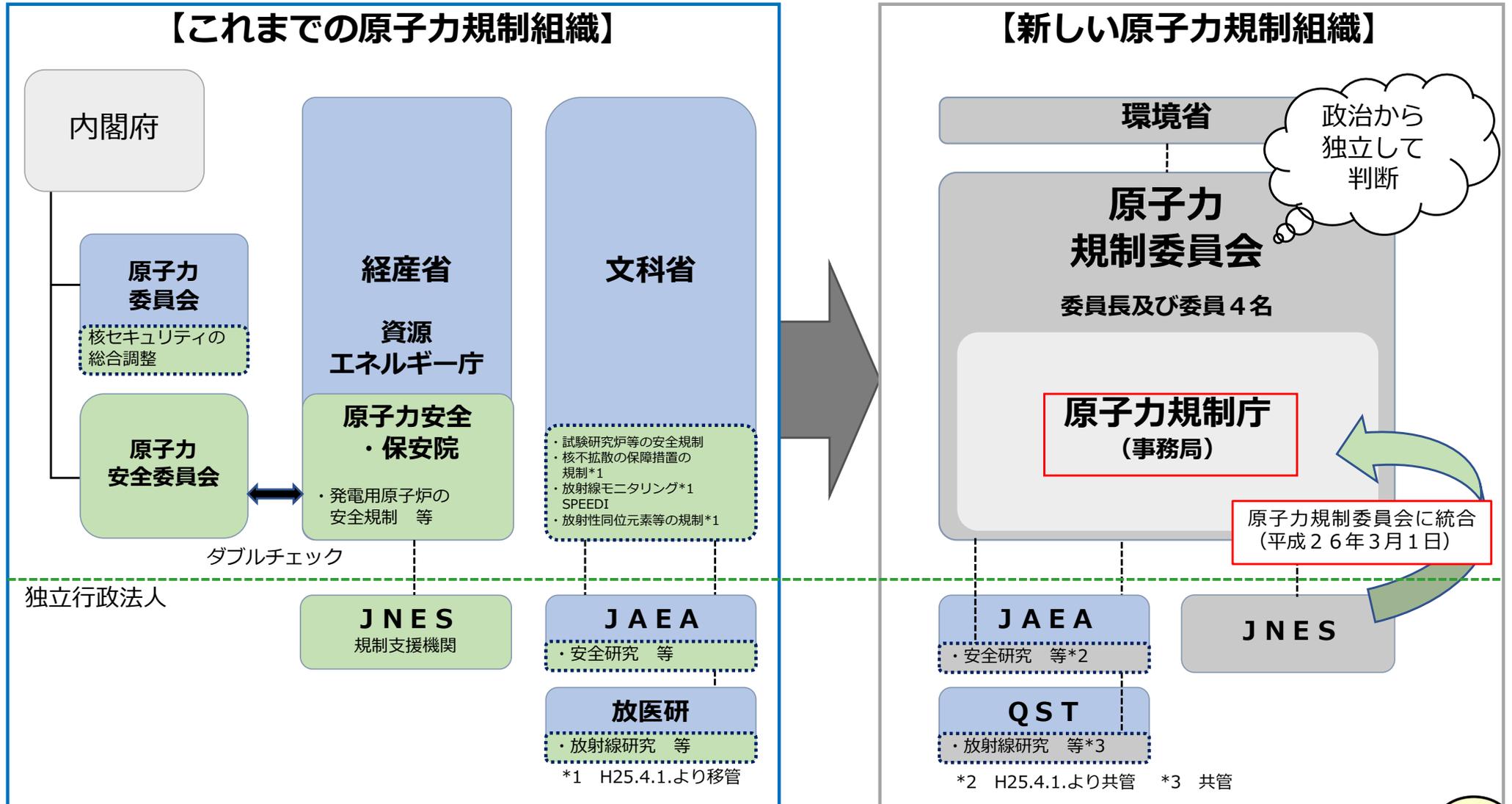


⑥水素漏えい
(格納容器破損)



原子力規制委員会の発足 (2/2)

原子力規制体系を再構築し、国民の信頼を回復するために、平成24年9月19日、原子力規制委員会が発足しました。



原子力規制委員会の組織

定員 1,133人 (R6.4時点)

原子力規制委員会 (環境省の外局：政治から独立した委員会)



原子炉安全専門審査会

核燃料安全専門審査会

放射線審議会

原子力安全人材育成センター

原子力規制庁 (委員会の事務局)

長官

次長

原子力規制技監

長官官房

緊急事態対策監

核物質・放射線総括審議官

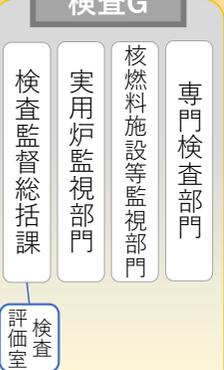
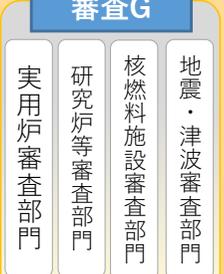
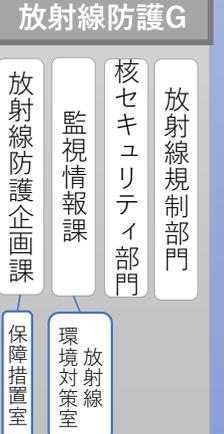
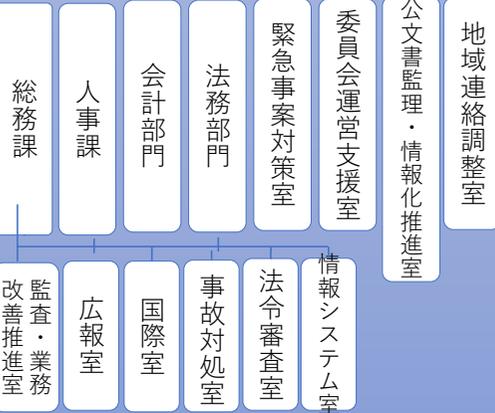
審議官

原子力規制部

原子力規制部長

審査G

検査G



原子力規制事務所等

所管する国立研究開発法人

日本原子力研究開発機構 (一部業務を共管)、量子科学技術研究開発機構 (一部業務を共管)

原子力規制委員会の使命と活動原則

【使命】

原子力に対する確かな規制を通じて、
人と環境を守ること

【活動原則】

(1) 独立した意思決定

何ものにもとらわれず、科学的・技術的な見地から、独立して意思決定を行う。

(2) 実効ある行動

形式主義を排し、現場を重視する姿勢を貫き、真に実効ある規制を追求する。

(3) 透明で開かれた組織

意思決定のプロセスを含め、規制にかかわる情報の開示を徹底する。
また、国内外の多様な意見に耳を傾け、孤立と独善を戒める。

(4) 向上心と責任感

常に最新の知見に学び、自らを磨くことに努め、倫理観、使命感、誇りを持って職務を遂行する。

(5) 緊急時即応

いかなる事態にも、組織的かつ即座に対応する。また、そのための体制を平時から整える。

原子力施設の「審査」

審査では、原子力事業者が講じる安全対策が新規規制基準を満たしているか、書面での確認を行います。

【審査の手順】

- ① 事業者から提出された申請書を精査し、規制基準を満たした内容であるか確認します。
- ② 事業者との審査会合を通して、専門的な内容を詳細に確認し、事業者からの説明が不足している点、不整合な点などを指摘します。



- ③ 審査の結果として、新規規制基準への適合性の判断をまとめた審査書を作成します。
- ④ 原子力規制委員会で審査の結果を審議し、許認可等の決定をします。

原子力施設の「検査」

検査では、審査を終えた原子力施設が審査通りになっているか、規制基準に適合しているかどうかを現場で確認します。

安全装置などが機能するかを“現場”で確認

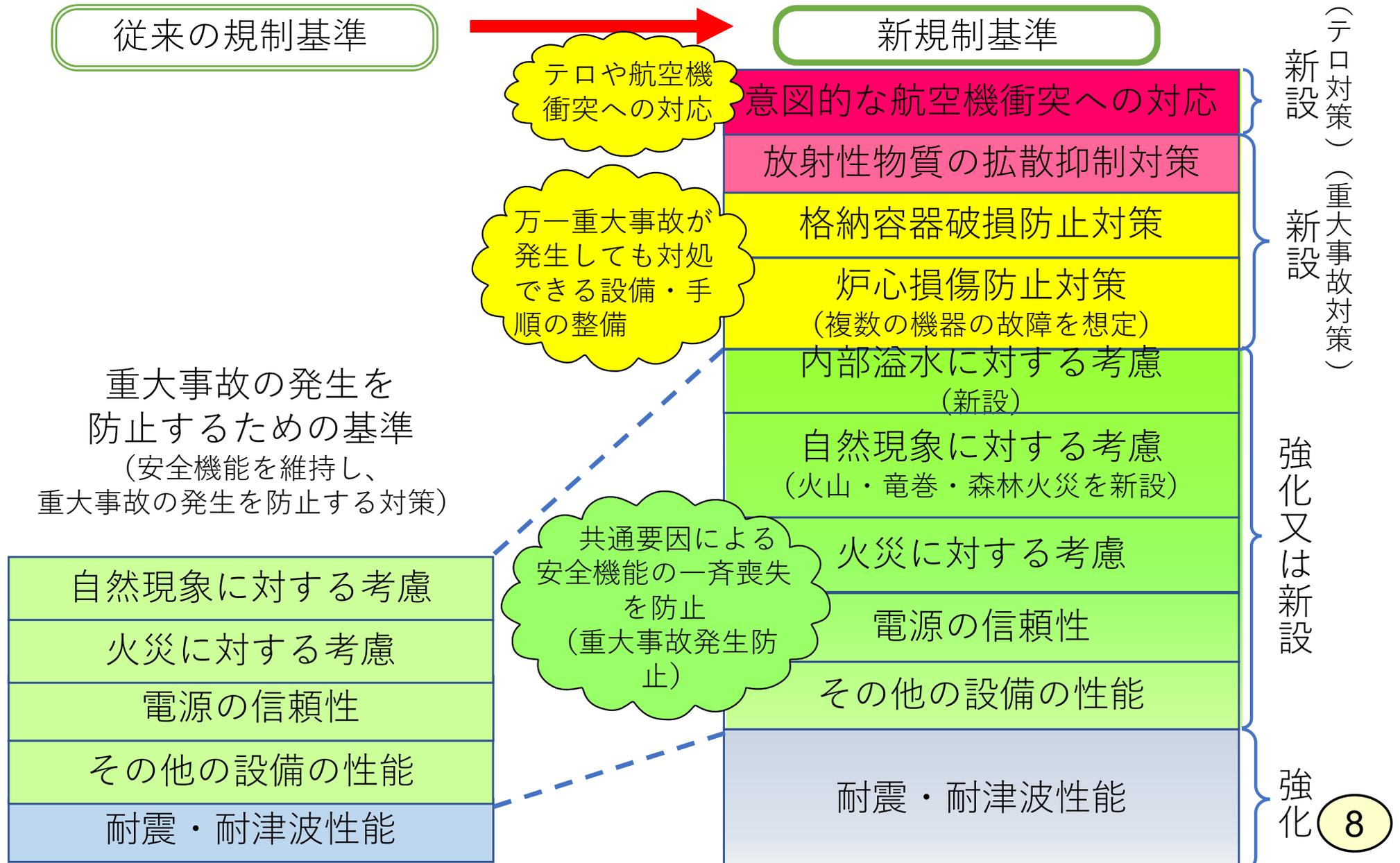


【確認対象】

- ① 事業者による原子力施設の設計確認等の実施状況
- ② 規制基準の遵守状況
- ③ 事業者が定める保安、核物質防護に係る規定に基づき講ずべき措置の実施状況
- ④ 施設や事業者の安全活動の状況

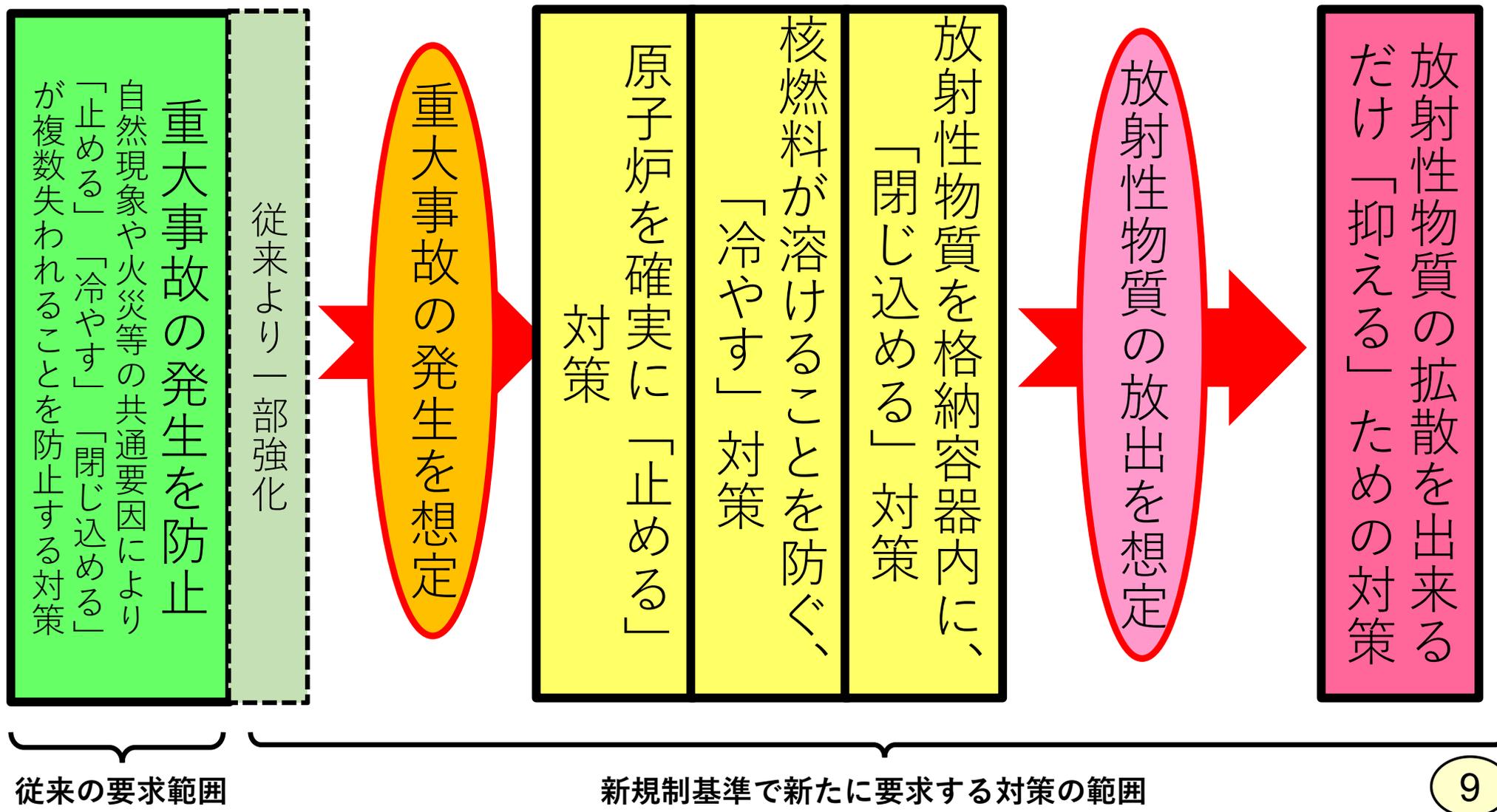
強化した新規制基準

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、重大事故（シビアアクシデント）の発生を防止するための基準を強化するとともに、万一重大事故やテロが発生した場合に対処するための基準を新設。



新規制基準で新たに要求した主な対策

- 新規制基準では、重大事故（シビアアクシデント）を防止する対策の強化に加え、重大事故の発生を想定した対策も要求。
- それでもなお、敷地外へ放射性物質が放出されるような事態になった場合を考え、さらなる対策として、放射性物質の拡散をできるだけ「抑える」ための対策を要求。



PRA(確率論的リスク評価)とは何か？

- 原子力発電所の安全性を評価する手法には、「**決定論的安全評価**」と呼ばれる手法と、「**確率論的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment: 通称PRA)**」と呼ばれる手法の2つの方法があり、以下のような内容を評価します。

- ✓ 原子炉の炉心が損傷するかどうか
- ✓ (炉心が損傷したとして)格納容器が破損するかどうか
- ✓ (格納容器が破損したとして)周辺への放射線影響を抑えられるか

★決定論的安全評価

→複数の重要な事故シナリオをあらかじめ想定した上で、現実よりも厳しい条件の下で、炉心の温度や格納容器の圧力などの物理量を計算し、その事故シナリオによる安全影響を評価します。

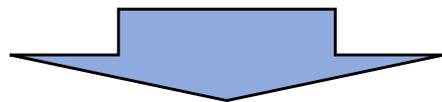
★確率論的リスク評価(PRA)

→実際の発電所の仕組みや機器の故障実績などをコンピュータで扱えるように表し、現実に近い形で、様々な事故が起きる確率を計算します。この確率の大きさによって、各事故の重要性が分かります。

→実際の原子力発電所の配管、ポンプ、電源などの機器の動作をコンピュータ上で再現しますので、その範囲内であれば、機器等の故障から炉心の損傷や格納容器の破損に至るまでの、様々な事故シナリオが分析できます。

なぜPRA(確率論的リスク評価)なのか？

- リスクとは、ある事柄の重大さと起こりやすさから考えた影響の度合いのことですが、これは人によって感じ方が異なることがあります(例:危険なことを安全と誤認してしまうなど)。



- 現実に近い形でPRA手法を用いれば、原子力発電所のリスク(安全への影響の度合い)が数値※となって客観的に表されます。

※PRAではリスク=(確率)×(事象の重大さ)

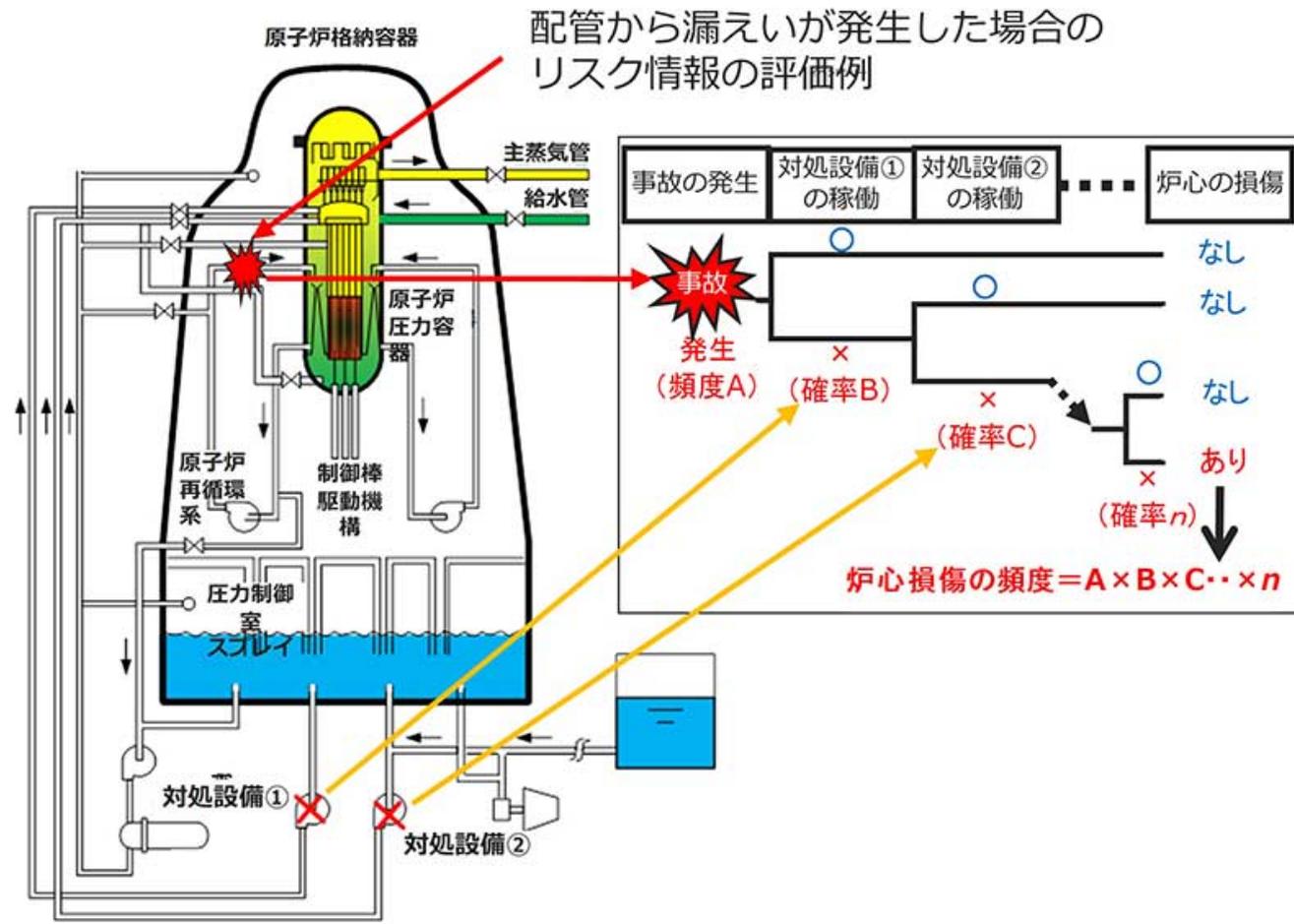
- 例えば、原子力発電所の施設の変更、機器メンテナンスなどの運用の変更、発生したトラブルなどが、元来の原子力発電所の安全性にどの程度影響を与えるのかが、数値の変化としてわかるようになります。

- 原子力規制委員会では、原子力規制庁が原子力発電所の検査において発見した事象のうちリスクの上昇が見込まれるものについては、そのリスクを計算して事象の重要度を評価し、原子力規制検査の優先度を変更する等の規制活動に活用することとしています。

※PRA手法は評価対象によって複数に分類されています。現在、原子力規制検査で用いているPRA手法の種類は、炉心損傷の発生確率を評価するもの(通称:レベル1PRAと呼びます)と、炉心が損傷した後に格納容器破損の発生確率を評価するもの(通称:レベル1.5PRAと呼びます)です。

PRA(確率論的リスク評価)はどのように行うのか？

- ① 原子力発電所の配管、ポンプ、電源などの機器の動作やシステムを、コンピュータ上に再現します(下図のような枝分かれ図を用います)。
- ② 下図の場合、原子炉を冷却する水が配管から漏れ出した事故を表しています。
- ③ このような場合、原子炉を冷却する水を炉心に注水する必要がありますが、注水ポンプなどが連鎖的に故障すると、冷却が行えず、炉心が損傷します。
- ④ この炉心損傷の発生確率を、ポンプ等の故障確率の掛け算で算出します。



原子力規制委員会における安全目標に関する議論

- 2001年～2006年 原子力安全委員会「安全目標専門部会」において議論。
(2003年12月
原子力安全委員会 安全目標専門部会
「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」)
- (2006年3月
同部会
「発電用軽水型原子炉施設の性能目標について－安全目標案に対応する性能目標について－」)
- 2012年9月19日 原子力規制委員会発足後、新規制基準の策定に着手
- 2013年 原子力規制委員会における安全目標に関する議論
- 2013年4月10日 原子力規制委員会において安全目標に関する考え方を合意
- 2013年12月 安全性向上評価制度の施行
- (→ 2020～21年 原子力規制委員会 「継続的な安全性向上に関する検討チーム」
→安全目標に関する議論を含む)

原子力規制委員会における安全目標に関する議論

■原子力規制委員会の安全目標に関する考え方（2013年4月10日に合意）

○安全目標は、原子力規制委員会が原子力施設の規制を進めていく上で達成を目指す目標である。

○平成18年までに原子力安全委員会安全目標専門部会において詳細な検討が行われていた

・炉心損傷頻度について「 10^{-4} /年程度」

・格納容器機能喪失頻度について「 10^{-5} /年程度」

といった検討結果は原子力規制委員会が安全目標を議論する上で十分に議論の基礎となるものと考えられる。

○ただし、東京電力福島第一原子力発電所事故を踏まえ、放射性物質による環境への汚染の視点も安全目標の中に取り込み、万一の事故の場合でも環境への影響をできるだけ小さくとどめる必要がある。

○具体的には、世界各国の例も参考に、発電用原子炉については、事故時のセシウム137の放出量が100テラベクレルを超えるような事故の発生頻度は、テロ等によるものを除き100万炉年に1回程度を超えないように抑制されるべきであることを追加するべきである。

○そして、原子炉等規制法によるバックフィット規制の導入の趣旨に鑑み、現状では安全目標は全ての発電用原子炉に区別無く適用するべきものである。

○なお、平成25年3月6日の原子力規制委員会に提出された論点のうちの残された論点（例えば、新設炉と既設炉で目標値を分けるべきか否かなど）に関する議論を含め、安全目標に関する議論は、継続的な安全性向上を目指す原子力規制委員会として、今後とも引き続き検討を進めていくものとする。

原子力規制委員会における安全目標に関する議論

(参考) 原子力規制委員会 「継続的な安全性向上に関する検討チーム」の検討結果より 2021年8月18日

- 発見された種々の欠けのうち、何が重要であるかという問題は、安全目標の議論と親和性が高い。安全目標は、定性的安全目標と性能目標のいずれについても、それを定めることは、ある種のTolerability（受忍限度又は容認限度）を定めようとする営みといえることができる。
- そのような受忍限度、容認限度を定めるための議論をすることは、結果として欠けのうち何が重要であるかを論ずることにもつながり、この問いに対して有益な示唆を与えるものと考えられる。
- ただし、安全目標を論ずるに当たっては、安全目標を定めたとしても、リスク情報と単純に比較することは不適切ということに留意する必要がある。我が国を取り巻く地震・津波・火山などの自然現象の不確かさは大きく定量的なリスク評価は不完全であること、リスク評価の前提にないことは捨象されてしまうことなどのためである。
- また、費用便益分析により複数の欠けや対処法を相対的に比較したとしても、安全性（死亡リスク）と経済性という別種の価値をどう比較すべきかについて結論を得ることは難しい。
- なお、複数の知見が同等のリスク（頻度×結果）を示すときは、重大な結果に繋がりを低頻度・高影響な知見を、重要な欠けとしてより重視すべきと考えられる。それを前提に、リスクが同等でない場合や、不確か性に差があるなど知見の持つ性質に違いがある場合には、それらの要素も踏まえて知見の持つ重要性が検討されることとなろう。
- また、地震、津波等の自然現象に起因する外的事象に対する安全性については、①基準となる事象を適切に設定してもそれを超える事象の発生を否定できない、②火災、斜面崩壊などとの重畳・複合事象を考慮する必要がある、③被災が空間的に同時に発生する、などの理由から不確かさが大きく、特に我が国において重要な部分であると言える。
- そのような外的事象による低頻度・高影響事象に対する継続的な安全性向上の在り方について、検討を継続していくべきである。

原子力安全規制におけるPRA活用分野

新規制基準・適合性審査

【事業者に対する要求】

- ・ 内部事象及び外部事象を対象とした個別プラントのPRA^{注1}の実施
- ・ 重大事故対策の有効性評価で評価対象とする事故シーケンスグループ及び格納容器破損モードの特定

規制委員会の審査

PRA等による事業者の事故シーケンスグループ特定及び格納容器破損モード特定プロセスの適切性審査

安全性向上評価

【事業者に対する要求】

- ・ 内部事象及び外部事象を対象とした個別プラントのPRAの実施
- ・ プラント脆弱点の抽出及び対策の検討

規制委員会の確認

事業者のPRAの評価手法及びそれらの技術的根拠の確認

新検査制度

【事業者のPRA活用】

- ・ リスク情報を活用した意思決定(RIDM)^{注2}の中で検討

規制委員会のPRA活用

- ・ 事業者PRAモデルを用いた検査指摘事項に対する安全重要度評価(SDP評価)
- ・ プラントのリスクプロファイルを把握するとともに、PRAから得られる機器重要度の結果を活用して検査の優先度付けに活用。
(リスク情報ハンドブック)

注1: 重大事故等対策を考慮していないPRA(所謂、裸のPRA)

注2: 事業者は、従来からAM整備、定期安全レビュー、停止時リスク管理などにPRAを利用してきた。電事連は2018年2月8日、発電所のマネジメントにRIDMのプロセスを導入することを公表

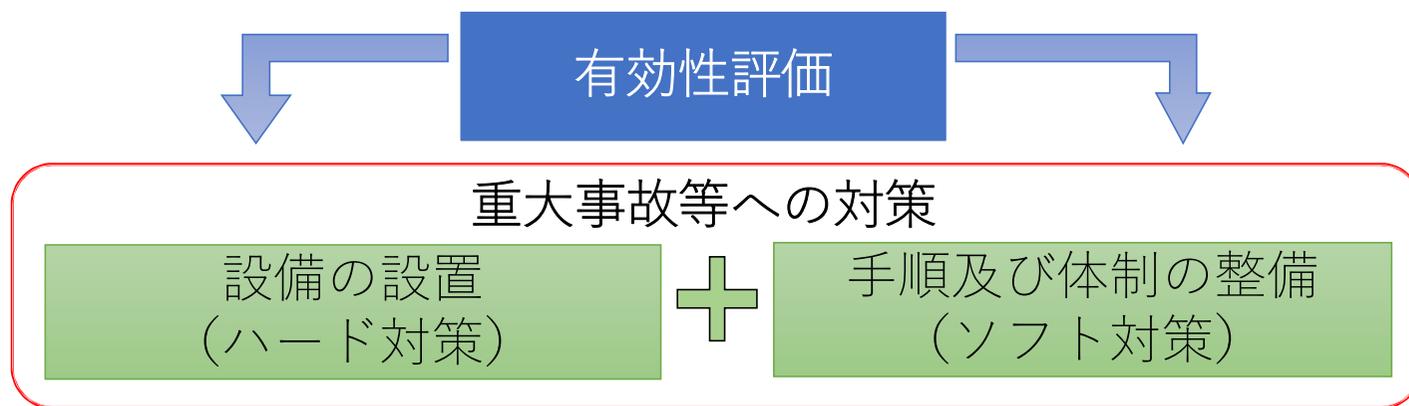
審査での実例

- 重大事故対策の有効性評価に際して、重大事故対策を施す前の施設に対するPRA（通称「裸のPRA」と呼ぶ。）を用い、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスに見落としががないかについて、事業者の評価を確認している。
- その結果、地震・津波PRAを用いた場合に、複数の新たな事故シーケンスが見出される場合があったものの（建屋破損、格納容器破損、大LOCA（BWR）、蒸気発生器伝熱管複数破損（PWR）、最終ヒートシンク機能喪失（BWR）など）、多くの場合は有意ではないとして事故シーケンスに含めていない（なお、東海第二については、津波に対して最終ヒートシンク機能喪失を追加している）。

【許可】 重大事故の想定について

重大事故の対策が有効であるかどうかを確認するために、

- 様々に考えられる重大事故が漏れなく考慮され、代表的な重大事故が選定されていることを確認
(確率論的リスク評価 (PRA) を活用)
- 計算プログラムを用いた事故の進展に関する解析結果を確認
- その結果得られた事故の時間的推移等を見て、設備、手順及び体制が基準に適合しているかを審査



～確認項目の例～

- 必要となる水源、燃料及び電源を確認し、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを確認
- 重大事故等対処設備を用いて、事故を収束させ、安定状態に移行できることを確認 等

- 要員確保の観点で、時間外、休日（夜間）でも対処可能な体制であることを確認
- 必要な作業が所要時間内に実施できる手順であることを確認
- 手順着手の判断基準が適切であることを確認 等

【許可】 対策をとらないと炉心が損傷しうる重大事故

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス
①高圧・低圧注水機能喪失		過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+低圧注水失敗
②高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象（給水流量の全喪失）+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗
③全交流動力電源喪失	長期TB	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）（蓄電池枯渇後RCIC停止）
	TBU	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+RCIC失敗（RCIC本体の機能喪失）
	TBD	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+直流電源喪失
	TBP	全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG喪失）+SRV再閉失敗
④崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	過渡事象（給水流量の全喪失）+崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）
	残留熱除去系機能喪失	過渡事象（給水流量の全喪失）+崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）
⑤原子炉停止機能喪失		過渡事象（主蒸気隔離弁閉）+原子炉停止失敗
⑥LOCA時注水機能喪失		中破断LOCA+HPCF注水失敗+低圧ECCS注水失敗
⑦格納容器バイパス （インターフェイスシステムLOCA）		インターフェイスシステムLOCA

【許可】電源の強化

①外部電源

- 外部から電力供給を受ける送電線は、5回線用意。
- これらの送電線の全てが、一つの送電鉄塔に設置されることがないように設計する。
- これらの送電線のいずれか2回線が喪失しても受電可能な構成とする。

②非常用電源

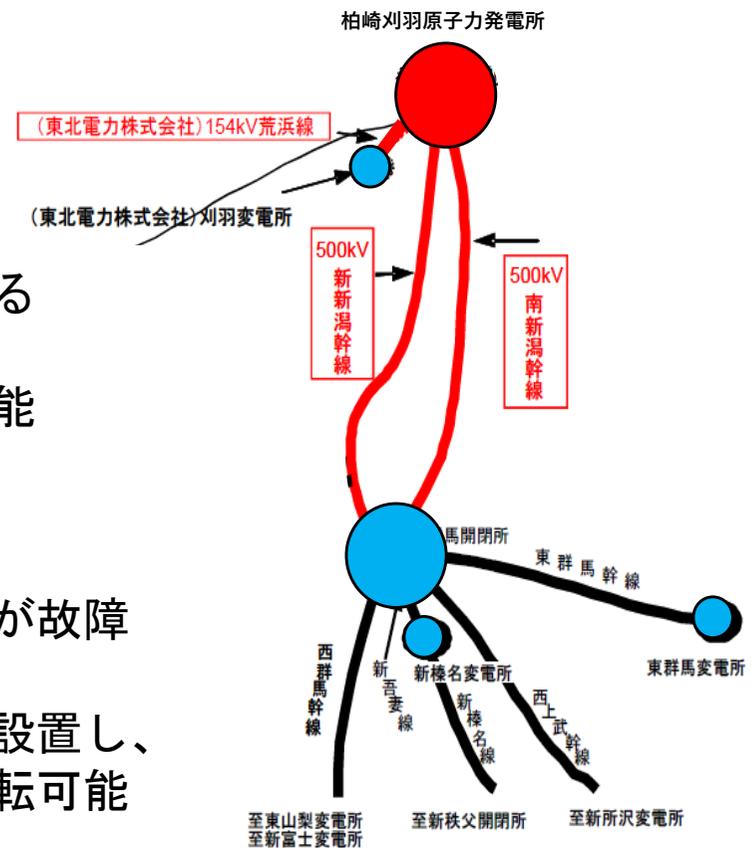
- 非常用ディーゼル発電機は3台設置し、3台のうち1台が故障しても、必要な電力を供給可能な設計とする。
- 非常用ディーゼル発電機の燃料となる軽油タンクは2台設置し、1台の軽油タンクで、2台の発電機が7日間以上連続運転可能な容量を有する設計とする。

③全交流動力電源喪失時の対策

- 全交流動力電源喪失に対処するため、交流電源設備を配備。
 - ①常設代替交流電源設備（6・7号炉共用で計2台）
 - ②可搬型代替交流電源設備（6・7号炉共用で計8台（予備1））
- 全交流動力電源喪失時でも事故の対応に必要な直流電源設備（常設の蓄電池、可搬型の代替直流電源設備）を整備。

設工認での審査結果

- 非常用電源や代替電源が、必要となる負荷に対して、必要な出力を有する設計であることを確認。



常設代替交流電源設備
(設置場所に固定し常設化)

【許可】 原子炉を「冷やす」ための手段 (重大事故時)

原子炉を冷やすための主要な方策

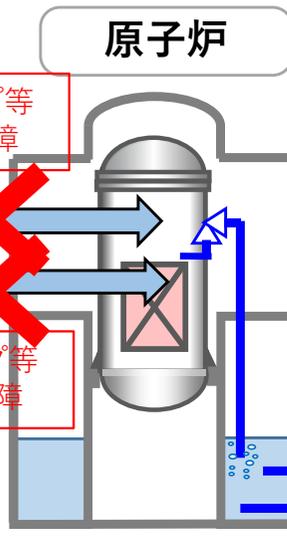
水を注入して循環させる

代替となる注水装置の確保 (高圧代替注水ポンプ)

非常用炉心冷却系 (高圧)

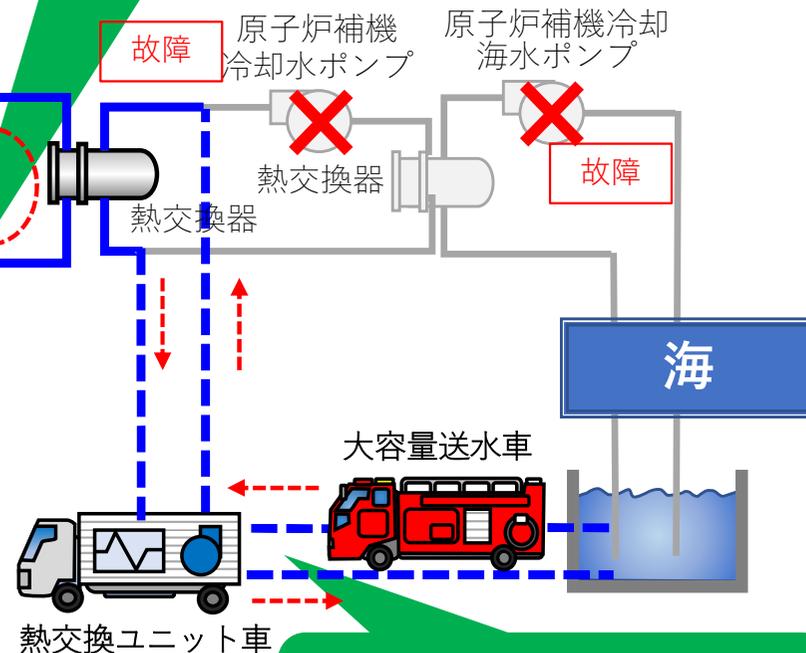
非常用炉心冷却系 (低圧)

代替となる注水装置の確保 (復水移送ポンプ、消防車)



格納容器を冷却するための水を循環 (代替となるポンプ等)

水による格納容器内冷却の例



循環水を海水で冷やすための代替となるポンプ等

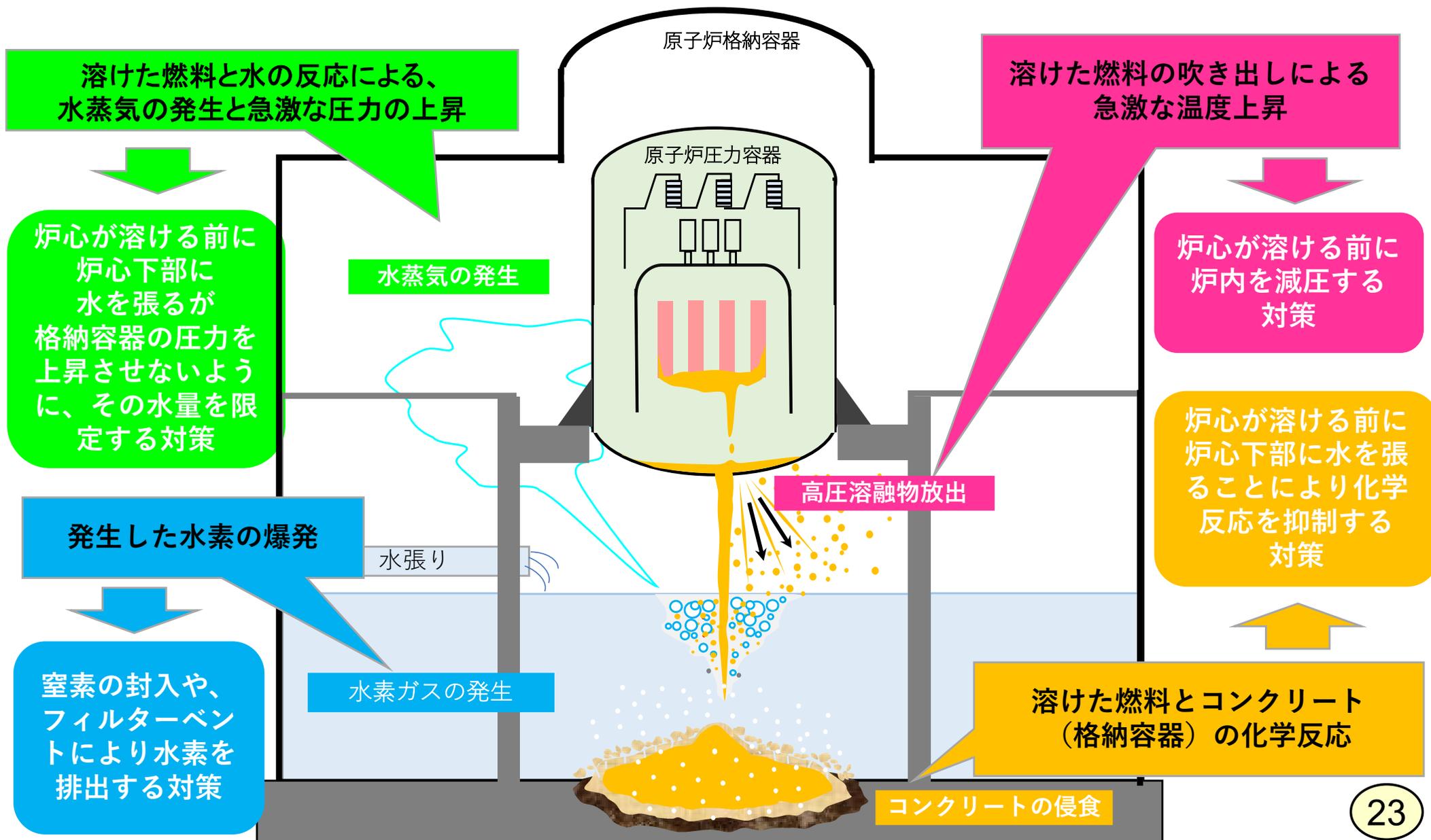
「冷やす」安全機能が失われた場合に備えて、
原子炉を冷却するための代替手段等を確保

【許可】 対策をとらないと格納容器が損傷しうる重大事故

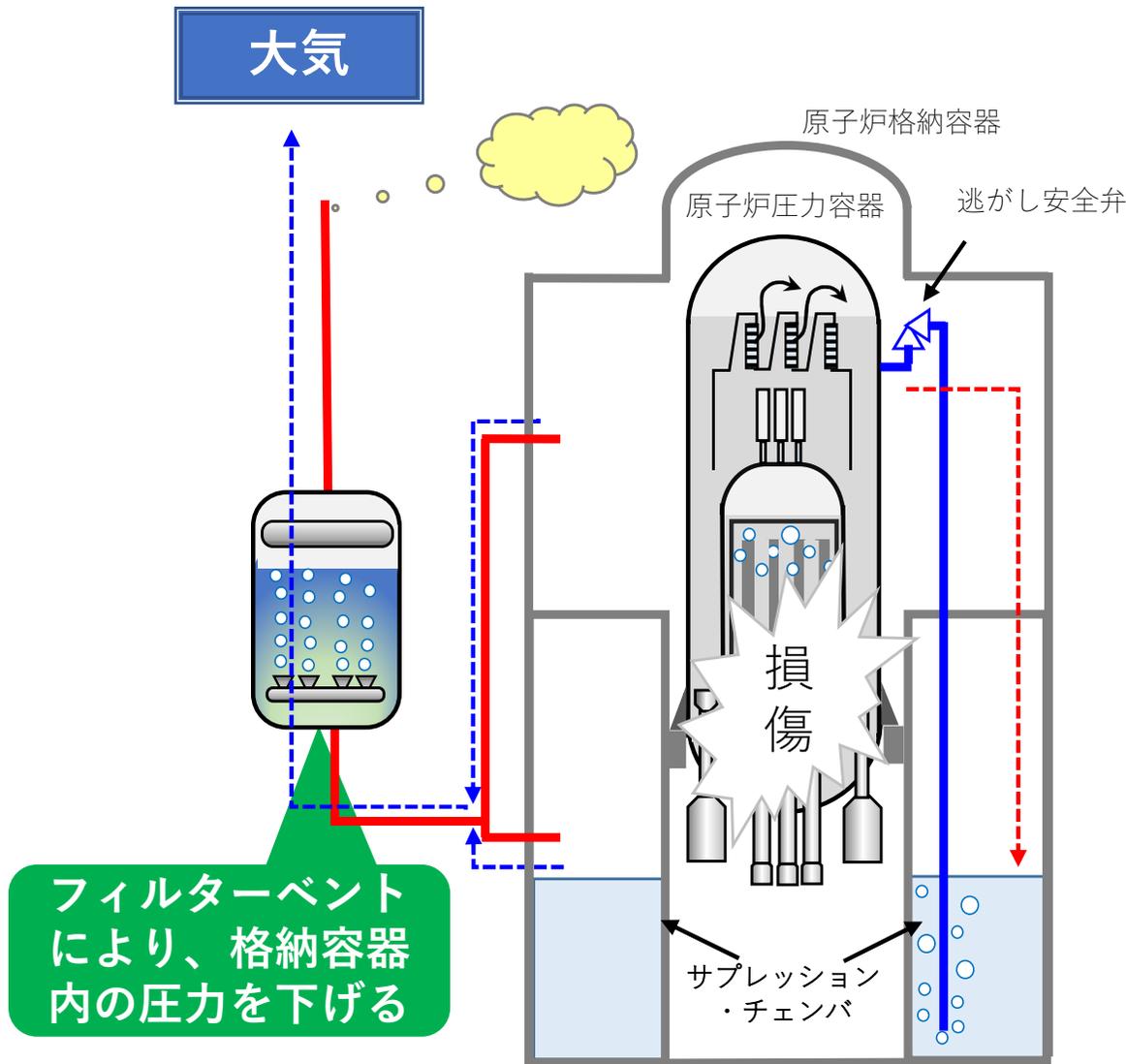
格納容器破損モード	評価事故シーケンス
① 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	大破断LOCA + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失
② 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱（DCH）	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉減圧失敗（+ DCH発生）
③ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 + 損傷炉心冷却失敗（+ FCI発生）
④ 水素燃焼	大破断LOCA + ECCS注水機能喪失 + 全交流動力電源喪失
⑤ 溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 + 損傷炉心冷却失敗（+ デブリ冷却失敗）

【許可】 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)

- 燃料が溶けて、原子炉圧力容器から漏えいすると、放射性物質を閉じ込める格納容器を破損させるような様々な現象が発生する。
- 放射性物質を閉じ込める格納容器を守るための対策（フィルターベントによる減圧や注水）を講じる。



【許可】 「冷やす」「閉じ込める」ための手段（重大事故時）



- 格納容器内の圧力を下げるのが困難な時は、フィルターベント装置を通じて、格納容器内の蒸気を逃がし、圧力を下げて閉じ込め機能を維持。
- フィルターベント装置は、排気中の放射性物質を低減できるが、完全に除去できるわけではない。

フィルターベント装置により格納容器内の圧力を下げて閉じ込め機能を維持

検査での実例

- 原子力規制検査における検査指摘事項については、安全上の重要度（「赤」、「黄」、「白」、「緑」の4区分によって事業者のパフォーマンス劣化を判定するが、スクリーニングの結果「白」以上となる場合には詳細なリスク評価を実施することとなる。炉心損傷頻度（CDF）及び格納容器機能喪失頻度（CFF）を用い、事業者のパフォーマンス劣化を評価する。
- 評価にあたっては、通常時とパフォーマンス劣化時との差分として ΔCDF 及び ΔCFF を算出するが、その際事業者のPRAモデルを用いるため、その適切性を確認し、結果を原子力規制委員会に報告している。
- また、プラント毎のリスク情報をまとめた「リスクブック」を現地規制事務所に配布し、日常検査で参照している。

現在取り組んでいる課題

- 内部事象PRAだけでなく、地震PRAの活用方策の検討
- 産業界から提案のあったオンラインメンテナンス実施などの検討
- その他PRA活用の拡大