参 考 資 料

島根原子力発電所2号炉に関する審査の概要

原 子 力 規 制 庁

※ 本資料は、中国電力株式会社島根原子力発電所2号炉の新規制基準への適合性審査の概要を分かりやすく表現することを目的としているため、技術的な厳密性よりもできる限り平易な記載としています。正確な審査内容及び審査結果については、審査書案をご参照ください。

目次

島根原子力発電所2号炉に関する審査の概要

（1）設計基準対象施設 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ P.2

（2）重大事故等対処施設及び
重大事故等対策に係る手順等 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ P.47

（3）参考
BWRプラントの比較 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・ P.167

（1）設計基準対象施設

第4条　基準地震動(1/10:解放基盤表面の設定及び地震波の伝播特性)

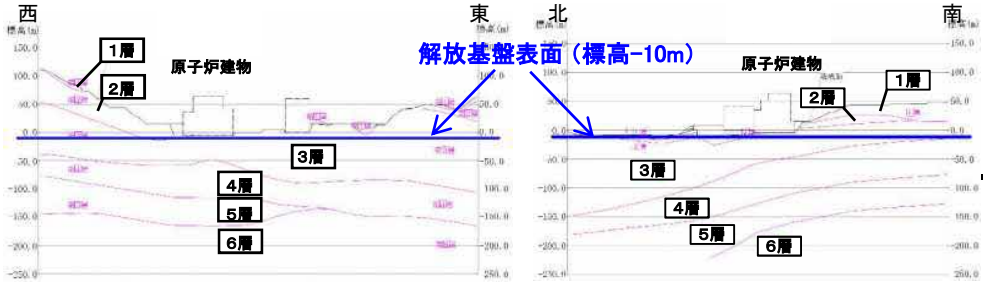
【要求事項】
- 解放基盤表面は、せん断波(S波)速度がおおむね700m/s以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていない等の特性を有する地盤に設定する。
- 敷地及び敷地周辺の地下構造(深部・浅部地盤構造)が地震波の伝播特性に与える影響を検討する。

解放基盤表面の設定

＜審査書案　P.12-13＞

- 基準地震動を策定する解放基盤表面については、敷地内及び敷地周辺で実施した地質調査、ボーリング調査及びPS検層の結果から、新第三紀中新世の成相寺(じょうそうじ)層中の標高−10m(※)に設定。

(※)2号炉建物基礎地盤における弾性波速度:Vs=1.5～1.6km/s



(中国電力(株)島根原子力発電所2号炉審査資料
第972回審査会合資料（令和3年4月30日)から抜粋・加筆
<https://www2.nsr.go.jp/data/000350623.pdf>)

P波速度及びS波速度(2号周辺地盤)

速度層	P波速度(m/s)	S波速度(m/s)
1層	800	250
2層	2100	900
3層	3600	1600
4層	4000	1950
5層	4050	2000
6層	4950	2350

＜審査結果の概要＞
- 必要な特性を有する硬質地盤の表面に解放基盤表面を設定していることから、新規制基準に適合していることを確認。

敷地地盤の地下構造及び地震波の伝播特性の評価

＜審査書案　P.13-15＞

＜審査結果の概要＞

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。
- 敷地地盤の増幅特性の評価に当たって、地震観測記録の分析から、敷地内で増幅特性に違いは認められないこと。
- 地震波の伝播特性の評価に当たって、敷地内における到来方向別の複数の地震観測記録を分析し、地震波の到来方向の違いによる特異な伝播特性は認められないこと。
- 南北方向の傾斜構造が地震動に及ぼす影響について、二次元解析による分析を行った結果、特異な増幅傾向はみられないことから、傾斜構造の影響はないとしていること。
- 以上のことから、敷地地盤の速度構造はおおむね水平な成層構造をなすことから一次元構造でモデル化できるとし、PS検層、地震観測記録を用いた解析、文献における知見等から地震波速度、減衰定数等を適切に設定するとともに、観測記録との整合を確認していること。

第4条　基準地震動（2/10：震源として考慮する活断層）

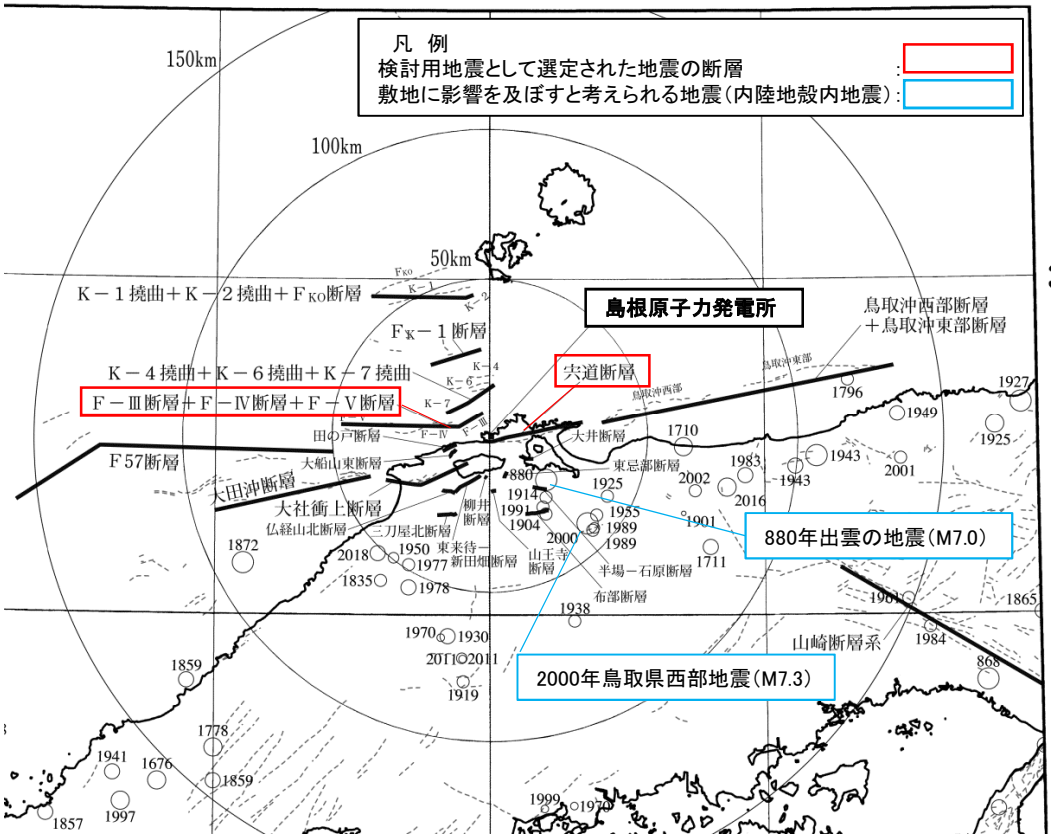
【要求事項】
- 震源として考慮する活断層の評価に当たっては、文献調査、変動地形学的調査、地質調査等の結果を総合的に評価し、活断層の位置、形状、活動性等を明らかにする。

震源として考慮する活断層の抽出

＜審査書案　P.16-20＞

- 産業技術総合研究所発行の地質図、活断層研究会編（1991）、今泉ほか編（2018）等の文献調査を含む調査結果に基づき、「震源として考慮する活断層」として右図のとおり抽出し、活断層の位置、形状等を評価。
- 検討用地震のＦ－Ⅲ断層＋Ｆ－Ⅳ断層＋Ｆ－Ⅴ断層は、複数の音源による音波探査の結果等に基づき、3断層が連動するものとし、Ｆ－Ⅲ断層の東端からＦ－Ⅴ断層の西端までの約48kmと評価。
（宍道（しんじ）断層については、次ページを参照。）

＜審査結果の概要＞
- 適切な手法、範囲及び密度で調査を実施した上で、総合的に評価し、活断層の位置、形状等を明らかにしていることから、新規制基準に適合していることを確認。



敷地周辺における活断層の分布と被害地震の震央分布

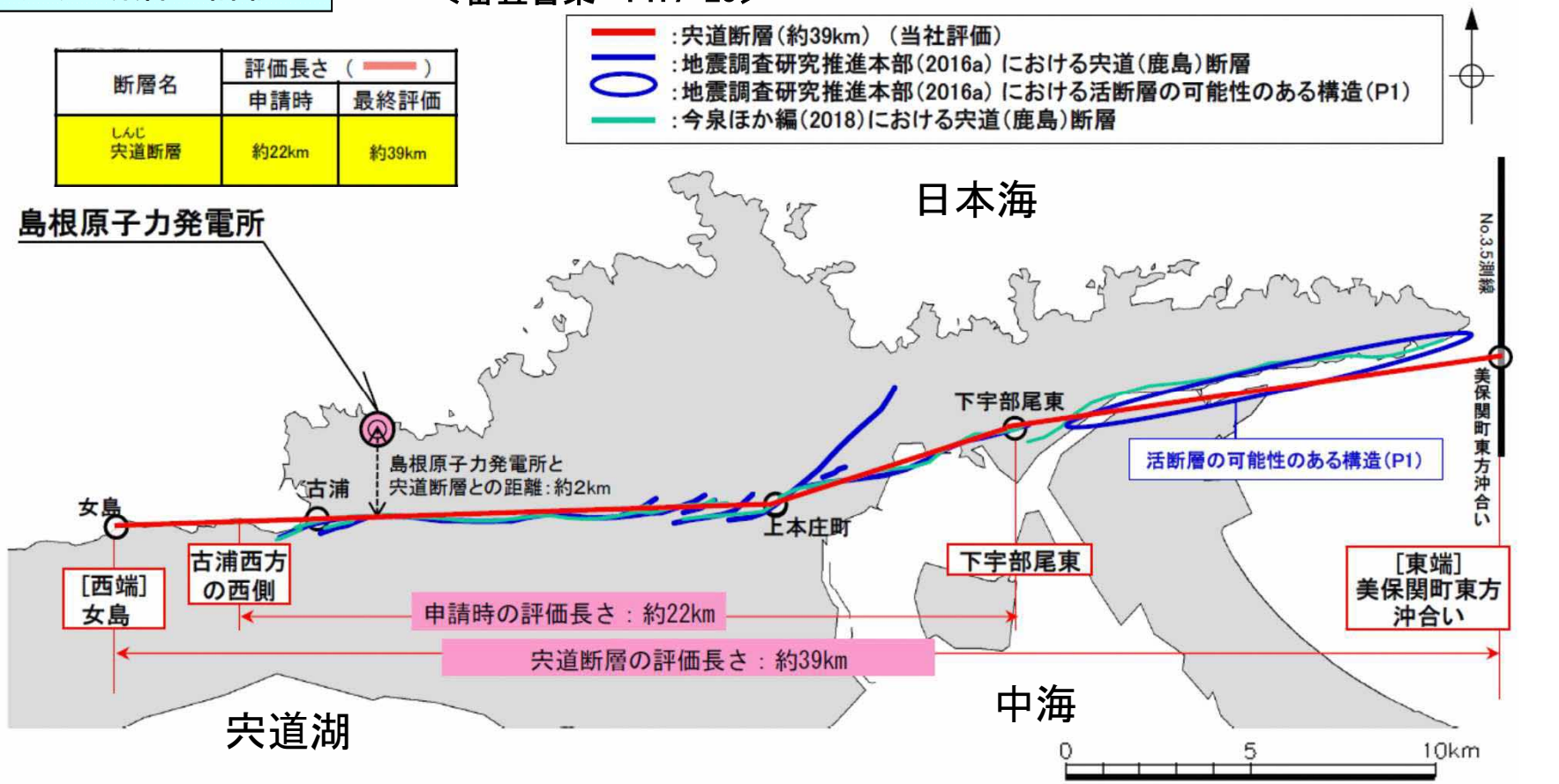
（中国電力（株）島根原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（一部補正）（令和3年5月10日）から抜粋・加筆 <https://www.nsr.go.jp/data/000351176.pdf>）

第4条　基準地震動（3/10：震源として考慮する活断層）

宍道断層の評価

＜審査書案　P.17-20＞

断層名	評価長さ（━）	
	申請時	最終評価
しんじ 宍道断層	約22km	約39km



（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　第972回審査会合資料（令和3年4月30日）から抜粋・加筆 <https://www2.nsr.go.jp/data/000350345.pdf>）

- 申請時は断層長さ約22kmとしていたが、規制委員会の指摘を踏まえた追加調査等の結果、西端及び東端を以下のとおり見直し、断層長さ約39kmと再評価。
  - 西端　：古浦（こうら）西方の西側　⇒　女島（めしま）（古浦西方の西側より西方約3km）
  - 東端　：下宇部尾東（しもうべお）　⇒　美保関町東方沖合い（みほのせきちょう）（下宇部尾東より東方約14km）

第4条　基準地震動（4/10：震源として考慮する活断層）

宍道断層の評価　＜審査書案　P.17-20＞

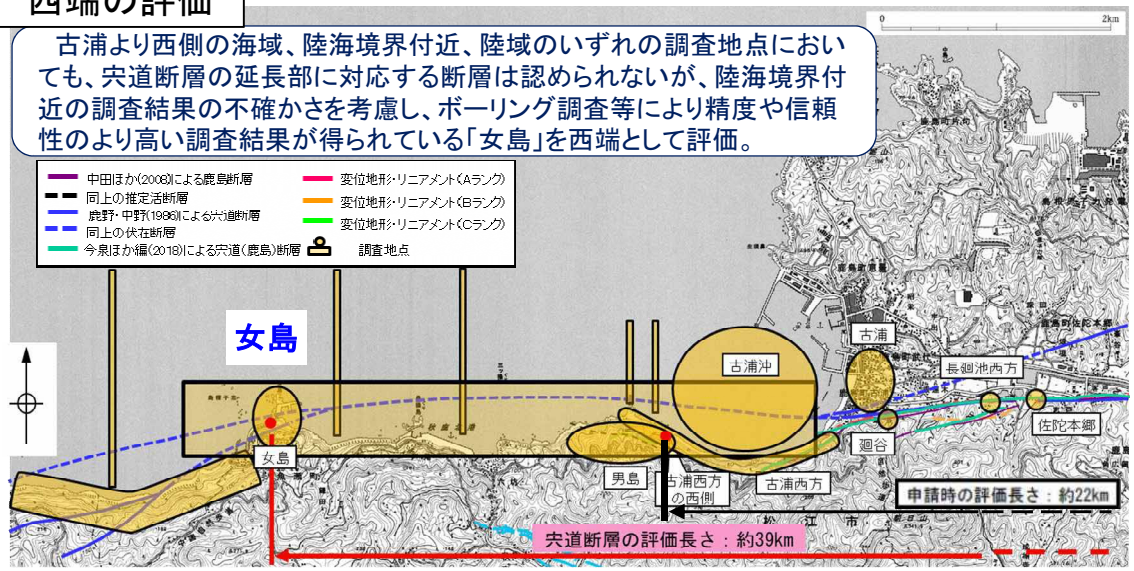
＜審査結果の概要＞

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 古浦から女島付近において後期更新世以降の断層活動を示唆する地質構造は認められないが、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあることを考慮し、精度や信頼性の高い調査により宍道断層の延長部に対応する断層が認められないことを確認している女島を西端と評価していること。
- 美保湾における音波探査の結果では後期更新世以降の断層活動は認められないものの、陸海境界付近では調査結果に不確かさがあること等を考慮し、地蔵崎より東の美保湾の東側の海域において、精度や信頼性の高い音波探査によって後期更新世以降の断層活動が認められないこと及び地震調査研究推進本部（2016）が示す活断層の可能性のある構造より東側で明瞭な重力異常が認められなくなることを確認している位置の美保関町東方沖合い（No.3.5測線）を東端と評価していること。
- 以上の結果、各種文献が記載する活断層の端部よりも更に西側及び東側に西端及び東端が設定されたことにより、宍道断層の長さを約39kmとしていること。

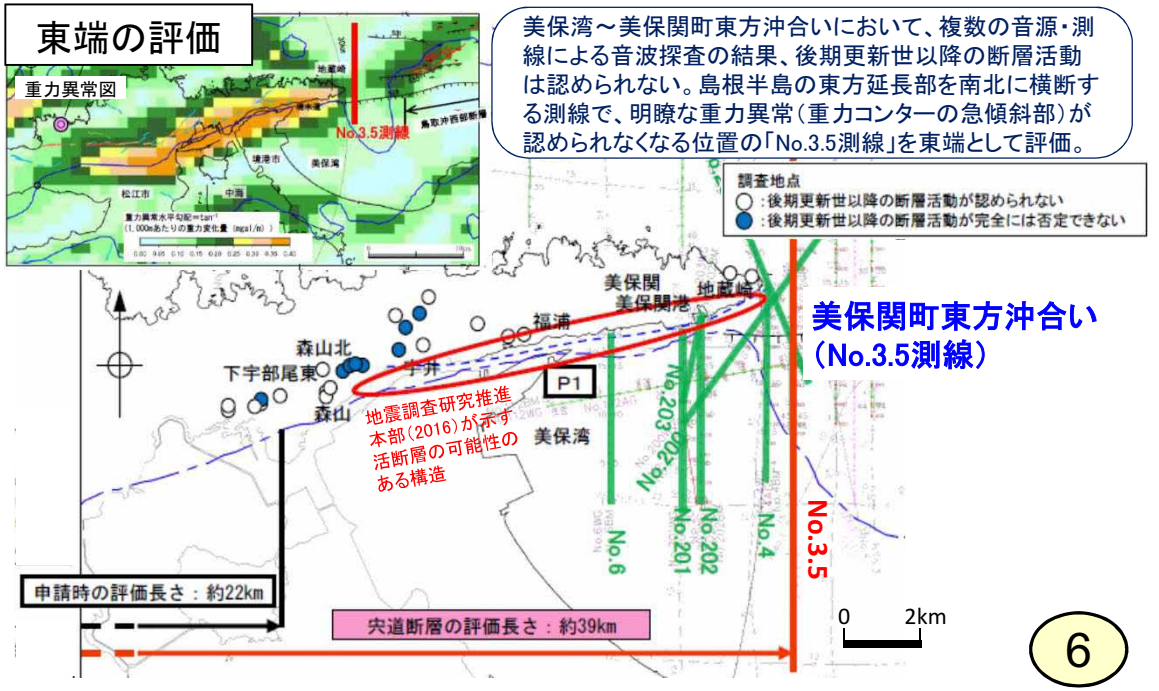
西端の評価

古浦より西側の海域、陸海境界付近、陸域のいずれの調査地点においても、宍道断層の延長部に対応する断層は認められないが、陸海境界付近の調査結果の不確かさを考慮し、ボーリング調査等により精度や信頼性のより高い調査結果が得られている「女島」を西端として評価。



東端の評価

美保湾～美保関町東方沖合いにおいて、複数の音源・測線による音波探査の結果、後期更新世以降の断層活動は認められない。島根半島の東方延長部を南北に横断する測線で、明瞭な重力異常（重力コンターの急傾斜部）が認められなくなる位置の「No.3.5測線」を東端として評価。



（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　第972回審査会合資料（令和3年4月30日）から抜粋・加筆 <https://www2.nsr.go.jp/data/000350347.pdf>,<https://www2.nsr.go.jp/data/000350345.pdf>）

第4条　基準地震動（5/10：敷地ごとに震源を特定して策定する地震動）

【要求事項】
- 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、検討用地震を複数選定し、不確かさを十分に考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を行う。

敷地ごとに震源を特定して策定する地震動の評価

＜審査書案　P.20-22＞

- 検討用地震については、地質調査結果等に基づき、敷地に大きな影響を与えると予想される地震として、内陸地殻内地震の2地震を選定し、応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施。プレート間地震及び海洋プレート内地震は、敷地への影響は大きくないことから選定せず。
  - ・Ｆ－Ⅲ断層＋Ｆ－Ⅳ断層＋Ｆ－Ⅴ断層による地震
  - ・宍道断層による地震

Ｆ－Ⅲ断層＋Ｆ－Ⅳ断層＋Ｆ－Ⅴ断層による地震の評価

＜審査結果の概要＞　＜審査書案　P.25-27＞

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 地質調査結果、震源断層を特定した地震の強震動予測手法（レシピ）等を踏まえ、複数の活断層の連動を考慮するとともに、あらかじめ断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。（評価ケース①）
- 基本震源モデルに対して、パラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの1.5倍としたケース、断層傾斜角を敷地方向へ35°南傾斜としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。（評価ケース②～⑨）

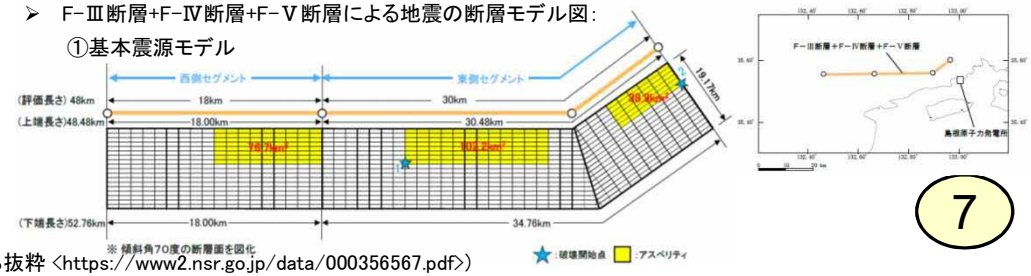
Ｆ－Ⅲ断層＋Ｆ－Ⅳ断層＋Ｆ－Ⅴ断層による地震の地震動評価ケース（基本震源モデル，不確かさを考慮したケース）

No.	評価ケース	断層長さ	断層幅	断層位置	断層傾斜角	破壊伝播速度	アスペリティ	短周期の地震動レベル	すべり角	破壊開始点
①	基本震源モデル	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	調査結果（3個）	レシピ	180°	2箇所
②	破壊開始点の不確かさを考慮したケース	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	調査結果（3個）	レシピ	180°	4箇所
③	断層傾斜角の不確かさを考慮したケース	48km	約32km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	35°	0.72Vs	調査結果（3個）	レシピ	(Ｆ－Ⅲ)150° (Ｆ－Ⅳ)180° (Ｆ－Ⅴ)180°	6箇所
④	破壊伝播速度の不確かさを考慮したケース	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.87Vs	調査結果（3個）	レシピ	180°	6箇所
⑤	すべり角の不確かさを考慮したケース	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	調査結果（3個）	レシピ	150°	6箇所
⑥	アスペリティの不確かさ（一塊：横長）を考慮したケース	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	5箇所
⑦	アスペリティの不確かさ（一塊：縦長）を考慮したケース	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	5箇所
⑧	短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5倍）を考慮したケース	48km	約19km	Ｆ－Ⅲ＋Ｆ－Ⅳ＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	調査結果（3個）	レシピ×1.5	180°	6箇所
⑨	断層位置の不確かさを考慮したケース	53km	約19km	Ｆ－①＋Ｆ－②＋Ｆ－Ⅴ	70°	0.72Vs	調査結果（3個）	レシピ	180°	6箇所

：不確かさを考慮した断層パラメータ（認識論的不確かさ）　：不確かさを考慮した断層パラメータ（偶然的不確かさ）

- Ｆ－Ⅲ断層+Ｆ－Ⅳ断層+Ｆ－Ⅴ断層による地震の断層モデル図：

①基本震源モデル



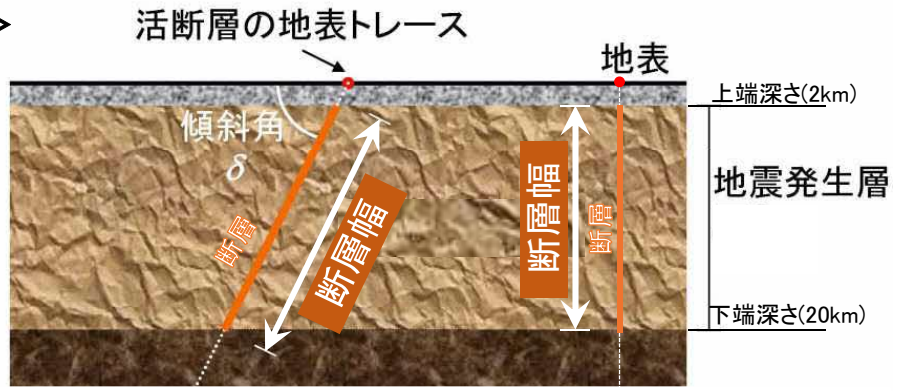
（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　審査取りまとめ資料（令和3年6月18日）から抜粋 <https://www2.nsr.go.jp/data/000356567.pdf>）

第4条　基準地震動（6/10：敷地ごとに震源を特定して策定する地震動）

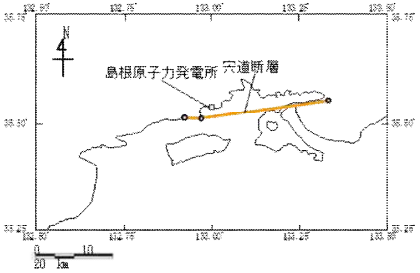
宍道断層による地震の評価

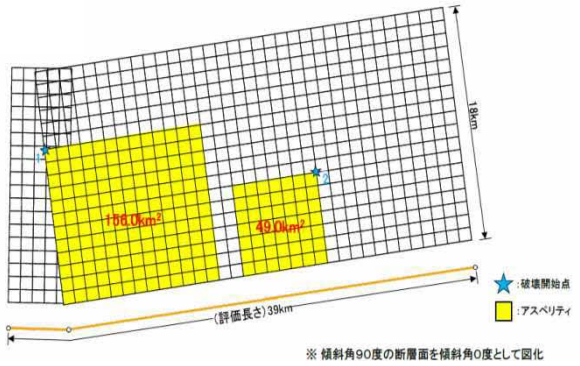
＜審査書案　P.22-26＞

- 申請時は断層下端深さを15kmとしていたが、規制委員会の指摘を踏まえ、微小地震の発生状況、他機関の断層モデルの断層幅（2000年鳥取県西部地震）等を考慮し、20kmに見直し。（Ｆ－Ⅲ断層＋Ｆ－Ⅳ断層＋Ｆ－Ⅴ断層による地震の評価についても同様）
- 規制委員会の指摘を踏まえ、震源が敷地に極めて近いことから、各種の不確かさの組合せにより、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施。（評価ケース⑨～⑪）



断層幅、上端深さ、下端深さ、傾斜角
（「震源断層を特定した地震の強震動予測手法（「レシピ」）」
地震調査研究推進本部（2020）から抜粋・加筆）





宍道断層による地震の断層
モデル図：①基本震源モデル

宍道断層による地震の地震動評価ケース（基本震源モデル、不確かさを考慮したケース）

No.	評価ケース	断層長さ	断層幅	断層傾斜角	破壊伝播速度	ｱｽﾍﾟﾘﾃｨ	短周期の地震動レベル	すべり角	破壊開始点
①	基本震源モデル	39km	18km	90°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	2箇所
②	破壊開始点の不確かさを考慮したケース	39km	18km	90°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	4箇所
③	断層傾斜角の不確かさを考慮したケース	39km	約19km	70°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	6箇所
④	破壊伝播速度の不確かさを考慮したケース	39km	18km	90°	0.87Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	6箇所
⑤	すべり角の不確かさを考慮したケース	39km	18km	90°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	150°	6箇所
⑥	アスペリティの不確かさ（一塊：正方形）を考慮したケース	39km	18km	90°	0.72Vs	敷地近傍（1個）	レシピ	180°	5箇所
⑦	アスペリティの不確かさ（一塊：縦長）を考慮したケース	39km	18km	90°	0.72Vs	敷地近傍（1個）	レシピ	180°	5箇所
⑧	短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5倍）を考慮したケース	39km	18km	90°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ×1.5	180°	6箇所
⑨	断層傾斜角の不確かさと破壊伝播速度の不確かさの組合せケース	39km	約19km	70°	0.87Vs	敷地近傍（2個）	レシピ	180°	6箇所
⑩	断層傾斜角の不確かさと短周期の地震動レベルの不確かさ（1.25倍）の組合せケース	39km	約19km	70°	0.72Vs	敷地近傍（2個）	レシピ×1.25	180°	6箇所
⑪	破壊伝播速度の不確かさと短周期の地震動レベルの不確かさ（1.25倍）の組合せケース	39km	18km	90°	0.87Vs	敷地近傍（2個）	レシピ×1.25	180°	6箇所

：不確かさを考慮した断層パラメータ（認識論的不確かさ）　：不確かさを考慮した断層パラメータ（偶然的不確かさ）

（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉　審査資料　審査取りまとめ資料（令和3年6月18日）から抜粋 <https://www2.nsr.go.jp/data/000356567.pdf >）

第4条　基準地震動（7/10：敷地ごとに震源を特定して策定する地震動）

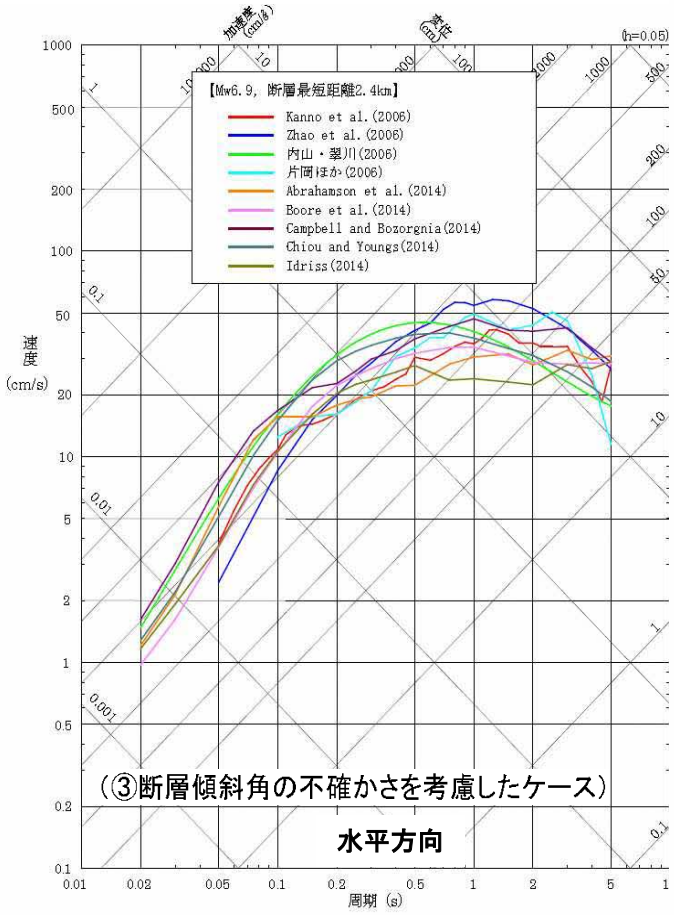
宍道断層による地震の評価

＜審査書案　P.22-26＞

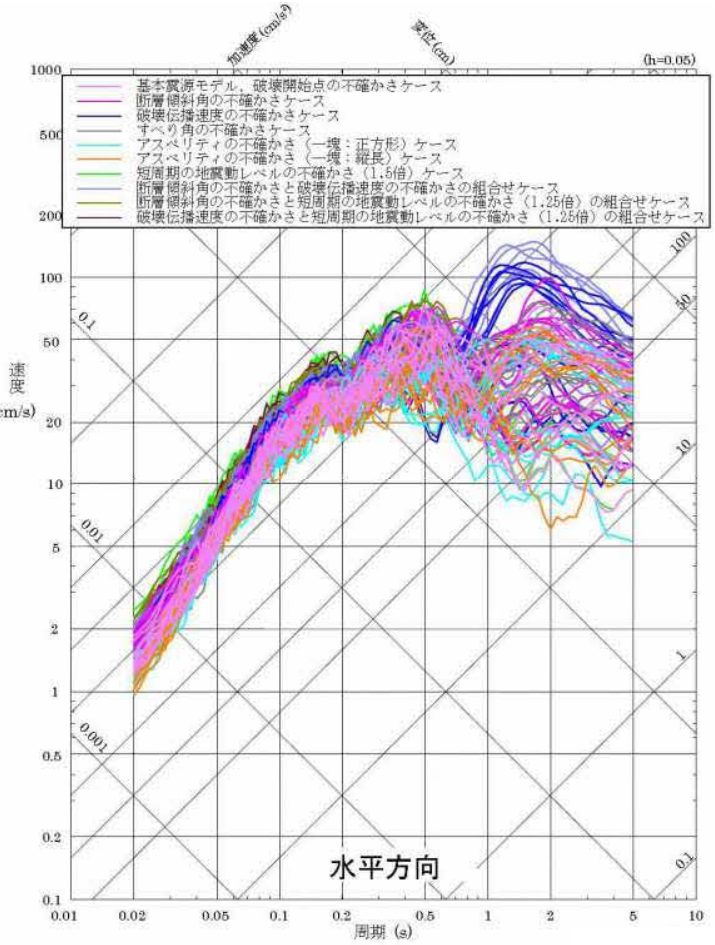
＜審査結果の概要＞

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 地質調査結果、レシピ等を踏まえ、あらかじめ断層長さ及び断層幅の不確かさを考慮した震源モデル及び震源特性パラメータを設定するとともに、敷地への影響が大きくなるようあらかじめ敷地に近い位置にアスペリティを配置した基本震源モデルを設定して適切に評価を実施していること。（評価ケース①）
- 基本震源モデルに対して、パラメータの不確かさを考慮したケースとして、短周期の地震動レベルを基本震源モデルの1.5倍としたケース等の不確かさを十分に考慮した評価を実施していること。（評価ケース②～⑧）
- 震源が敷地に極めて近いことを踏まえて、各種不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価した上で、地震動への影響が大きい断層傾斜角、破壊伝播速度及び短周期の地震動レベルの不確かさについて各々組み合わせることにより、さらに十分な余裕を考慮した評価を実施していること。（評価ケース⑨～⑪）



擬似速度応答スペクトル
応答スペクトルに基づく地震動評価結果
（地震動レベルの最も大きいケースの
水平方向の例を記載）



擬似速度応答スペクトル
断層モデルを用いた手法による地震動評価結果
（水平方向の例を記載）

（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　審査取りまとめ資料
（令和3年6月18日）から抜粋<https://www2.nsr.go.jp/data/000356567.pdf >）

第4条　基準地震動（8/10：震源を特定せず策定する地震動）

【要求事項】
- 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して、敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定する。(※)

（※）本項は、令和3年4月21日改正前の「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」による。

震源を特定せず策定する地震動の評価

＜審査書案　P.27-29＞

＜審査結果の概要＞
以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 地域性を考慮するMw6.5以上の地震である2008年岩手・宮城内陸地震については、震源域と敷地近傍との地域性の違いを十分に評価した上で、地質学的背景等が異なることから、観測記録収集対象外としていること。

- 地域性を考慮するMw6.5以上の地震である2000年鳥取県西部地震については、敷地周辺で発生した地震であり、震源域と敷地及び敷地近傍とは地質学的背景等に類似性が認められることから、観測記録収集対象とし、当該地震の震源近傍で取得された地震観測記録のうち、信頼性が高く最も地震動レベルの大きい賀祥（かしょう）ダム（監査廊）の観測記録を採用していること。

- 全国共通に考慮すべきMw6.5未満の地震については、震源近傍における観測記録を精査して抽出された、2004年北海道留萌（るもい）支庁南部地震による震源近傍の観測点における記録に各種の不確かさを考慮した地震動及び加藤ほか（2004）に敷地の地盤物性を考慮した応答スペクトルを採用していること。

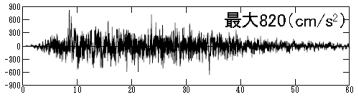
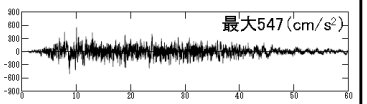
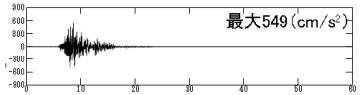
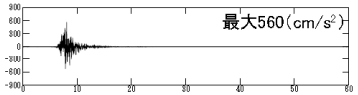
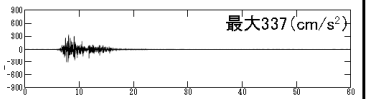
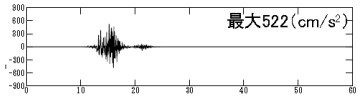
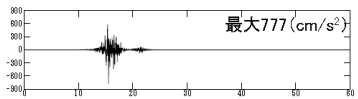
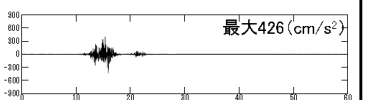
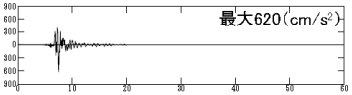
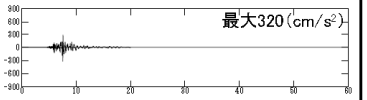
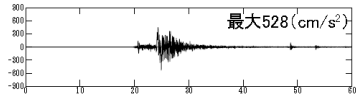
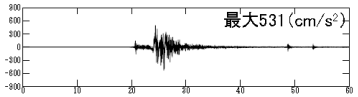
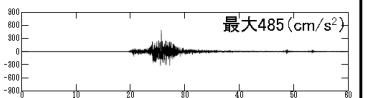
第4条　基準地震動（9/10：基準地震動の策定（加速度時刻歴波形））

【要求事項】

- 基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものを策定する。

基準地震動の加速度時刻歴波形

＜審査書案　P.29-30＞

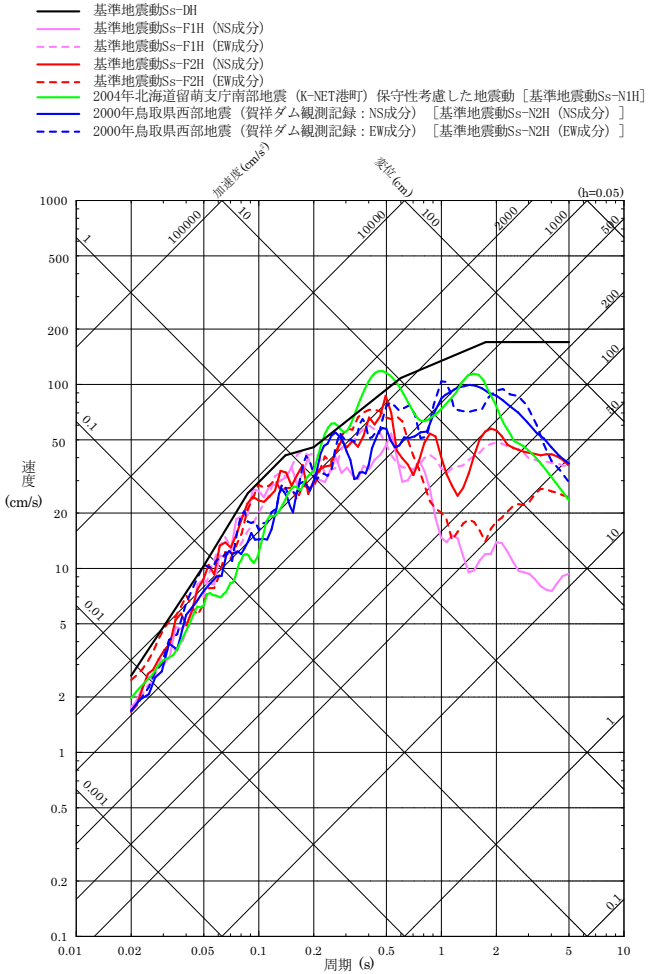
基準地震動		水平方向（NS成分）	水平方向（EW成分）	鉛直方向	
Ss－D	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 ［応答スペクトル手法による基準地震動］				600cm/s²→820cm/s²に見直し
Ss－F1	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 ［断層モデル手法による基準地震動 （宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5倍） 破壊開始点5］				申請時から見直し（断層モデルを用いた手法として選定）
Ss－F2	「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」による基準地震動 ［断層モデル手法による基準地震動 （宍道断層による地震の短周期の地震動レベルの不確かさ（1.5倍） 破壊開始点6］				
Ss－N1	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 ［2004年北海道留萌支庁南部地震（K-NET港町）の検討結果に保守性を考慮した地震動］				585cm/s²→620cm/s²に見直し
Ss－N2	「震源を特定せず策定する地震動」による基準地震動 ［2000年鳥取県西部地震の賀祥ダム（監査廊）の観測記録］				申請時から追加

※ 表中のグラフは各基準地震動の加速度時刻歴波形［縦軸：加速度（cm/s²），横軸：時間（s）］

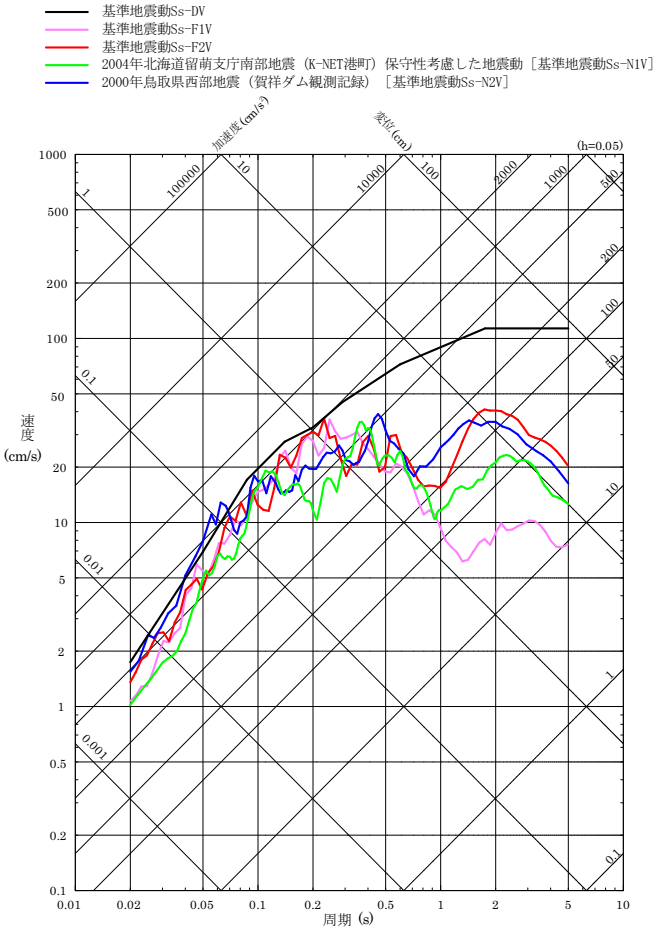
（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　審査取りまとめ資料（令和3年6月18日）から抜粋 <https://www2.nsr.go.jp/data/000356567.pdf >）

第4条　基準地震動（10/10：基準地震動の策定（応答スペクトル））

基準地震動の応答スペクトル ＜審査書案　P. 29-30＞



水平方向



鉛直方向

基準地震動の擬似速度応答スペクトルの比較

（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　第972回審査会合資料（令和3年4月30日）から抜粋・加筆 <https://www2.nsr.go.jp/data/000350624.pdf>）

＜審査結果の概要 ＞

- 最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から適切に基準地震動が策定されていることから、新規制基準に適合していることを確認。

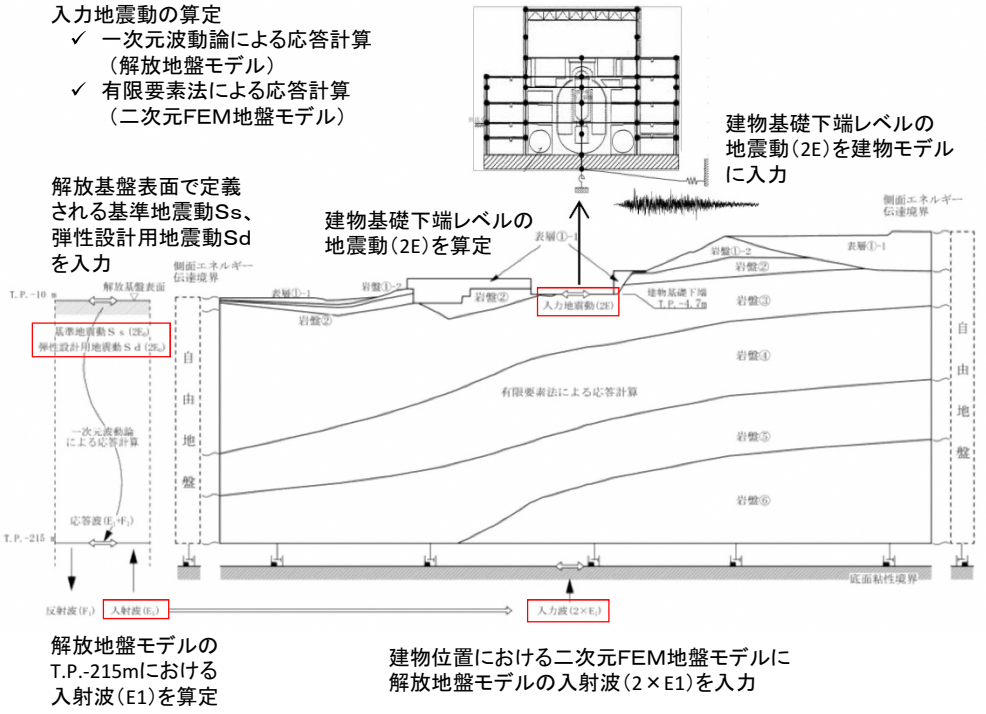
第4条　耐震設計方針

<審査書案　P. 31>

【要求事項】
- 設計基準対象施設は耐震重要度の区分に応じた地震力に対し十分に耐える設計とすること。
  耐震重要施設は基準地震動による地震力に対して安全機能が損なわれない設計とすること。

＜申請の概要＞
- 発電所の施設・設備等を耐震重要度に応じて、Sクラス、Bクラス及びCクラスに分類し、クラスに応じて適用する地震力に対して十分に耐え、安全機能が損なわれない設計。
- 津波防護施設、浸水防止設備等についても、基準地震動Ssによる地震力に対して要求される機能が保持できるよう設計。
- 耐震設計に用いる基準地震動Ss及び弾性設計用地震動Sdによる地震力は、水平2方向及び鉛直方向について、適切に組み合わせて算定。

＜審査結果の概要＞
- 地震力に対して十分に耐え、安全機能が損なわれない耐震設計方針としていることを確認。



建物モデルへの地震動の入力概要
（原子炉建物NS方向の例）

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356163.pdf>

第4条　耐震設計方針（地下水位低下設備の効果を考慮した地下水位の設定）

＜審査書案　P. 34＞

申請者の説明

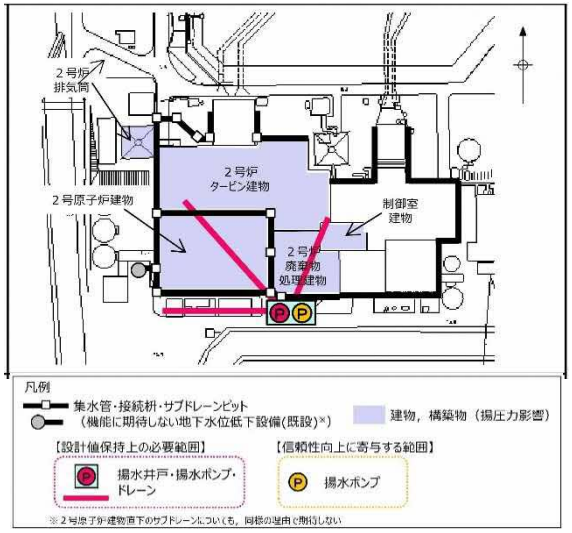
- 防波壁の設置及び地盤改良の実施による将来的な地下水位への影響はないと判断し、地下水位観測記録に基づき設計地下水位を設定する方針

規制委員会の指摘

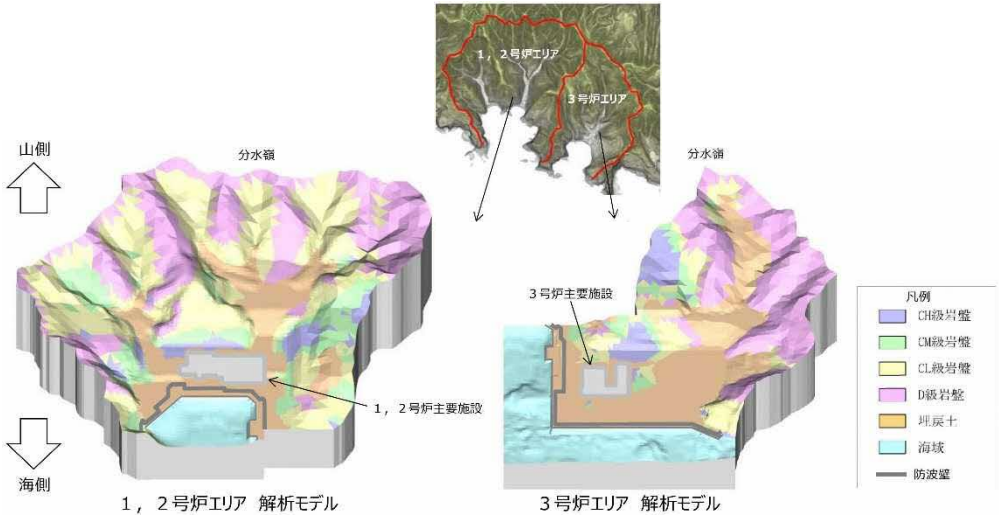
- 防波壁の設置及び地盤改良の実施並びに既設の地下水位低下設備の稼働状況等が地下水位に与える影響
- 地下水位低下設備の機能に期待する場合は設置許可基準規則に基づく設計上の位置付け
- それらを踏まえた設計地下水位の設定方針

申請者の説明

- 防波壁の設置及び地盤改良の実施により地下水の流れが遮断され地下水位が上昇するおそれがあるため、地下水位の予測が必要
- 原子炉建物、タービン建物、廃棄物処理建物、制御室建物及び排気筒については、新設する地下水位低下設備の機能に期待して揚圧力による影響を低減させる必要があるため、新設する地下水位低下設備を設計基準対象施設として位置付ける
- 屋外重要土木構造物、津波防護施設及び重大事故等対処施設については、新設する地下水位低下設備の機能に期待しない
- 新設する地下水位低下設備は安全施設に該当しないが、原子炉建物等の耐震性に影響が及ぶ可能性があるため、基準地震動Ssに対する機能維持、構成部位に応じて多重化による信頼性の向上を考慮した設計とする方針



地下水位低下設備の配置例



浸透流解析を用いた設計地下水位の設定

＜確認結果＞

新設する地下水位低下設備について、耐震性等の信頼性向上を図った上で、その効果の有無を考慮し施設の設計地下水位を設定する方針であることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356165.pdf>

第4条　耐震設計方針（Bクラス配管への三軸粘性ダンパの適用　1／2）

＜審査書案　P. 44＞

申請者の説明

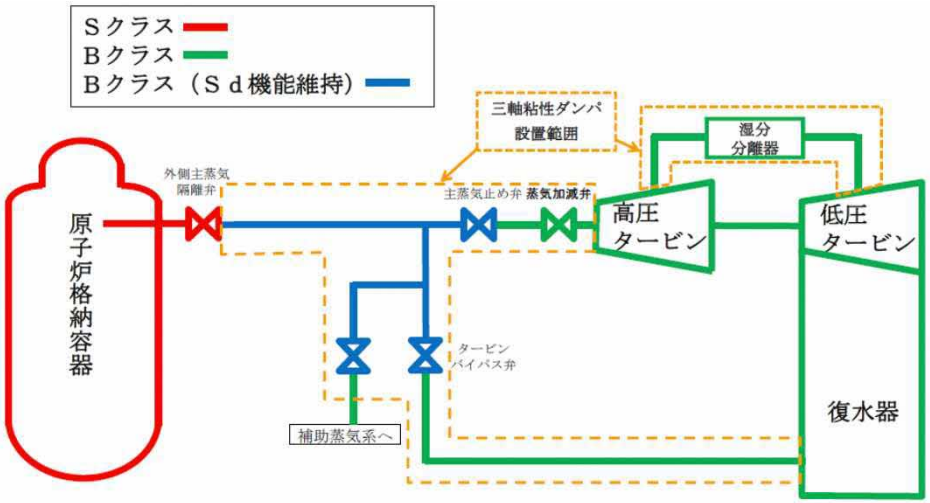
- 基準地震動の増大に伴い、Bクラスの機器・配管系の耐震性を確保するため広範囲の補強が必要となることから、破損しても公衆への放射線影響が十分に小さい機器・配管系について、耐震重要度分類をBクラスからCクラスへ変更する方針
- 被ばく線量評価にあたっては新たに設置する地震大信号による主蒸気隔離弁閉止機能に期待する方針

規制委員会の指摘

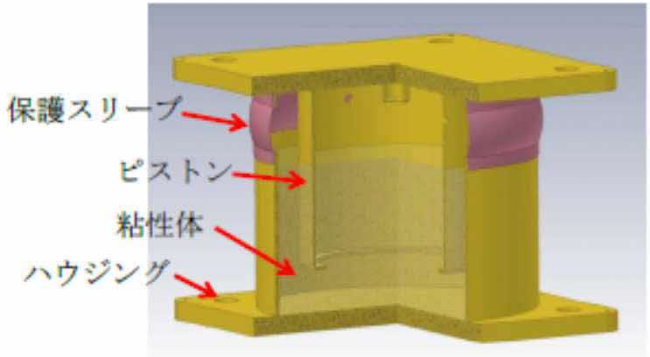
- 耐震重要度分類の変更による放射線影響の観点だけではなく、本変更が安全性の向上へ寄与するか

申請者の説明

- 耐震重要度分類の変更を取り止め、タービン系配管等をBクラス設備として耐震補強
- 耐震補強により、被ばくリスクは低減し、タービン系配管等が破損していない場合には復水器による冷却機能の使用が容易となるため、地震大信号による主蒸気隔離弁閉止機能の設置を取り止め
- 耐震補強には、従来型の支持構造物のほか主蒸気系配管には制震装置として三軸粘性ダンパを適用



三軸粘性ダンパ設置範囲



粘性体の入ったハウジングにピストンが挿入された構造であり、水平及び鉛直方向の運動に対して、内部の粘性体が抵抗し、減衰性能を発揮する。

三軸粘性ダンパの構造図

＜確認結果＞

耐震重要度分類を変更するとしていた機器・配管系について、従来型の支持構造物のほか三軸粘性ダンパの設置により、耐震重要度分類を変更することなく適切に耐震性を確保する方針であることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356165.pdf>

第4条　耐震設計方針（Bクラス配管への三軸粘性ダンパの適用　2／2）

＜審査書案　P. 44＞

申請者の説明

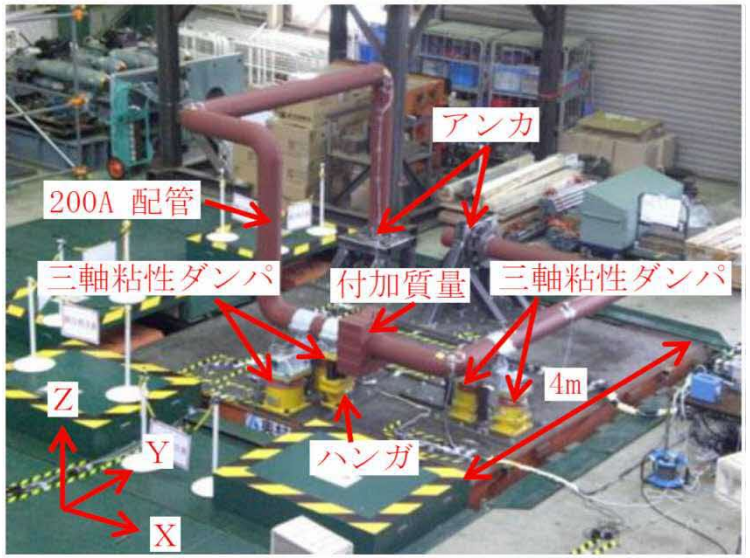
- 三軸粘性ダンパは熱膨張変位を拘束せずに地震荷重を低減する有効な対策
- 海外の原子力発電所での三軸粘性ダンパの適用実績
- 三軸粘性ダンパ単体の性能試験結果及び三軸粘性ダンパを設置した配管系の加振試験結果と三軸粘性ダンパをモデル化した解析結果との比較による解析手法の妥当性

規制委員会の指摘

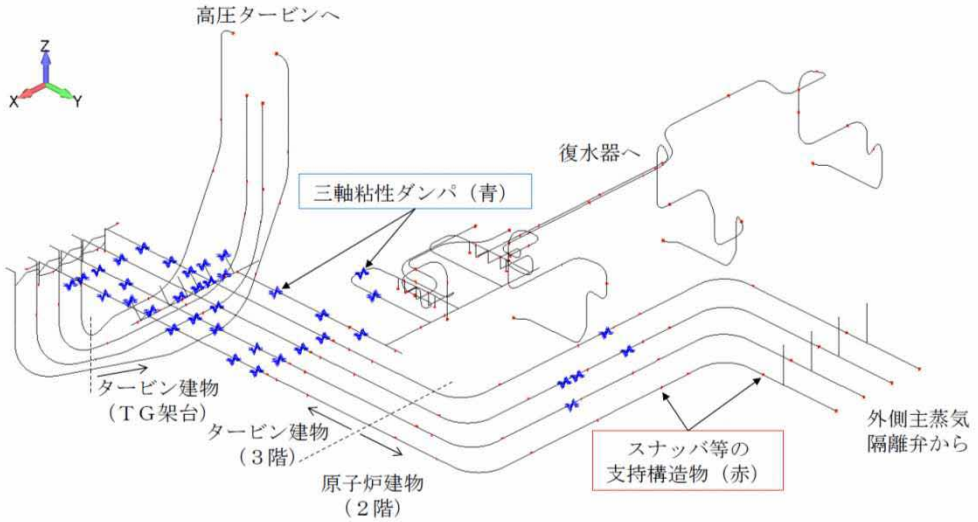
- 三軸粘性ダンパは国内の原子力発電所での適用実績が無いことから、ダンパ取付け部を含めた当該主蒸気系配管全体の地震時の構造成立性を示すこと

申請者の説明

- 本発電所の主蒸気系配管を対象とした解析を実施し、ダンパ取付け部も含め、地震時の構造成立性が得られる見通し



配管系の加振試験の様子



本発電所の主蒸気系配管を
対象とした解析モデル

＜確認結果＞

Bクラス機器・配管系に適用する三軸粘性ダンパについて、試験、解析により妥当性を確認した適切な設計手法を用いる方針であることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356165.pdf>

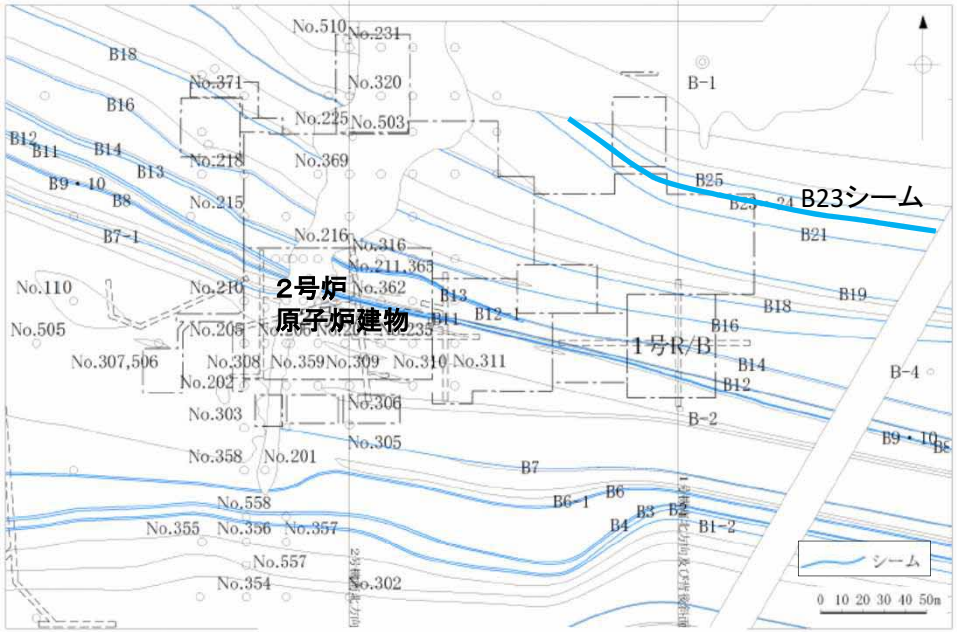
第3条　地盤（1/2：地盤の変位）

【要求事項】
➢ 耐震重要施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に設置する。

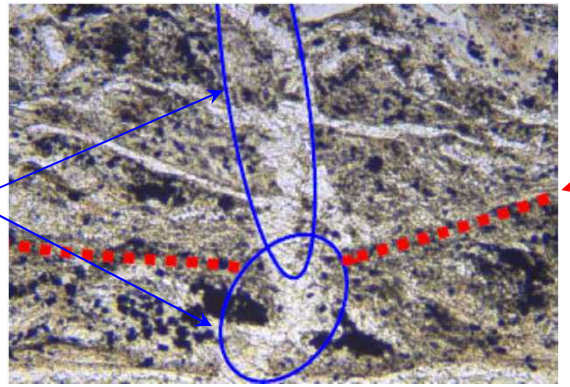
地盤の変位　　＜審査書案　P.46-48＞

＜審査結果の概要＞
（第38条重大事故等対処施設についても同様。）
以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 敷地には、地層と斜交し破砕を伴う断層は認められないものの、活動性を評価する断層として、地層と同様の走向・傾斜で断続的に分布し過去に変位した可能性があるシーム(※)を抽出し、その中から、耐震重要施設を設置する地盤に確認されるシーム（21条）を抽出していること。
- 当該シームの活動性について、全てのシームが同様の成因（新第三紀中新世と考えられる南北圧縮応力場における褶曲運動に伴う層面すべり）により形成されたものと評価し、これらのうち最も連続性が高いB23シームを対象に活動性を評価していること。
- シーム内のせん断面により変位・変形を受けていない鉱物脈が中期中新世～後期中新世の火成活動により生成したものであることから、中期中新世～後期中新世以降には活動していないと評価し、当該シームは「将来活動する可能性のある断層等」には該当しないとしていること。



シーム分布水平断面図（2号炉原子炉建屋周辺）



B23シームと鉱物脈との関係を示す薄片写真の例

（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　審査取りまとめ資料
（令和3年6月18日）から抜粋・加筆 <https://www2.nsr.go.jp/data/000356574.pdf>）

第3条　地盤（2/2：地盤の支持、地盤の変形）

【要求事項】
- 設計基準対象施設は、地震力に対して十分に支持することができる地盤に設置する。さらに、耐震重要施設は、基準地震動による地震力に対する支持性能が確保されていることを確認する。
- 耐震重要施設は、周辺地盤の変状が生じた場合においてもその安全機能が損なわれるおそれがない地盤に設置する。

地盤の支持　＜審査書案　P.48-50＞

＜審査結果の概要＞　（第38条重大事故等対処施設についても同様）

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 設計基準対象施設は、要求される地震力が作用した場合においても、接地圧に対する十分な支持力を有する地盤に設置するとしていること。また、耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して接地圧に対する十分な支持力を有する岩盤又は改良地盤に設置するとしていること。
- 耐震重要施設は、動的解析の手法、地盤パラメータの設定方法等が適切であり、基準地震動を用いた評価を行った結果、支持力及びすべり安全率に対する評価基準値並びに傾斜に対する評価基準値の目安を満足していること、又は防波壁（逆T擁壁）については、最大傾斜が評価基準値の目安を上回るものの、当該施設に求められる安全機能に影響を及ぼさないように設計する方針としており、当該施設の支持性能が確保されていることを確認していること。

地盤の変形　＜審査書案　P.50-51＞

＜審査結果の概要＞　（第38条重大事故等対処施設についても同様）

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 耐震重要施設は、直接又はマンメイドロック若しくは杭を介して岩盤又は改良地盤の上に設置されていることから、不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受けるおそれはないこと。
- 地殻変動による傾斜に関する評価が適切であり、評価基準値の目安を満足すること、又は防波壁（逆T擁壁）については、最大傾斜が評価基準値の目安を上回るものの、当該施設の傾斜を考慮しても、当該施設の安全機能に影響を及ぼさないよう設計する方針としていること。

第4条　周辺斜面

【要求事項】
- 耐震重要施設の周辺斜面について、基準地震動による地震力を作用させた安定解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認する。

周辺斜面の安定性評価　＜審査書案　P.30-31＞

＜審査結果の概要＞　（第39条重大事故等対処施設についても同様）

基準地震動による地震力を作用させた適切な動的解析を行い、崩壊のおそれがないことを確認していることから、新規制基準に適合していることを確認。

第5条　基準津波(1/2)

【要求事項】

➢ 基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものを策定する。

地震に伴う津波評価

＜審査書案　P.52-57＞

➢ 敷地周辺の海域活断層による地震に伴う津波及び日本海東縁部に想定される地震による津波を検討波源として評価。

＜審査結果の概要 ＞

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

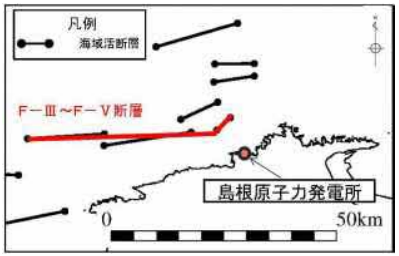
・文献調査により、波源モデルの設定等に必要な検討波源の選定が適切に行われていること。

・規制委員会の指摘を踏まえ、大和堆（やまとたい）の影響等を津波の伝播特性に適切に反映できるように、計算格子サイズを細分化した数値計算モデルを採用していること。

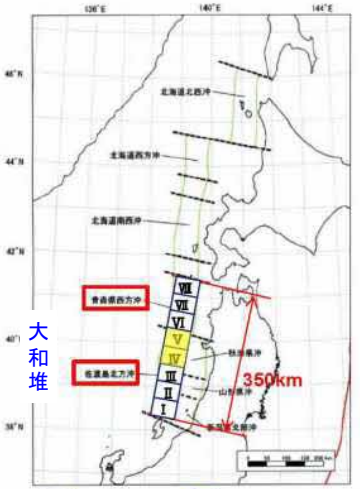
・敷地周辺の海域活断層から想定される地震に伴う津波について、最新の知見を踏まえ、傾斜角、すべり角等、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること。

・規制委員会の指摘を踏まえ、日本海東縁部に想定される地震による津波について、最新の知見を踏まえ、不確かさを考慮して津波発生領域の連動を考慮した波源モデルを設定するとともに、波源の位置、走向及び傾斜角等、各種の不確かさを考慮して適切に評価していること。

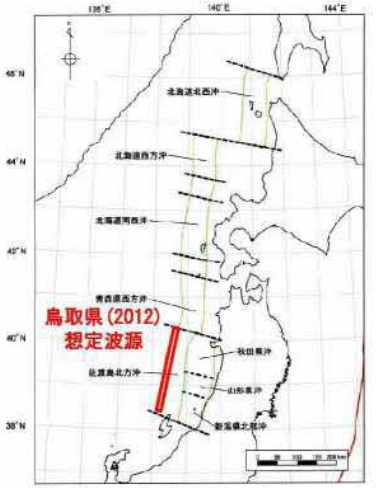
・行政機関により評価された津波のうち、日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデルについては、既往知見と比較して過大なすべり量を設定したモデルであるものの、数値シミュレーションの結果を踏まえ、安全側の評価を実施するとの観点から敷地への影響の大きい波源として選定していること。また、その他の行政機関により評価された津波については、検討波源による津波の影響と同程度以下であることを確認していること。



F－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波の波源モデル



日本海東縁部に想定される地震による津波(2領域連動モデル)の波源モデル



地震調査研究推進本部(2003)を引用・加筆

日本海東縁部に想定される地震による津波(鳥取県モデル)の波源モデル

(中国電力(株)島根原子力発電所2号炉審査資料　第972回審査会合資料(令和3年4月30日)から抜粋・加筆 <https://www2.nsr.go.jp/data/000350671.pdf>)

第5条　基準津波(2/2)

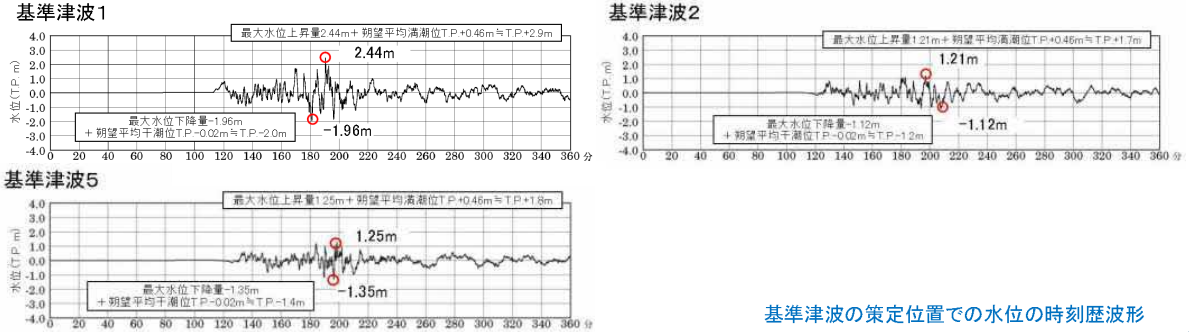
基準津波の策定

＜審査書案　P.60-61＞

- 地震による津波、地震以外の要因による津波及びそれらの組合せによる津波について検討した結果、以下の6つの基準津波を策定。
- 津波堆積物に関する調査結果から推定される津波高及び浸水域により、基準津波の妥当性を確認。

【上昇側の基準津波】

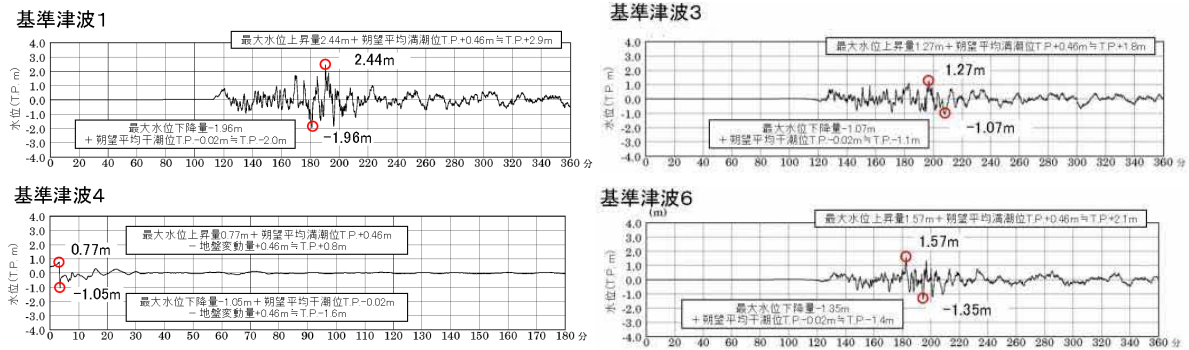
- 基準津波1：日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
- 基準津波2：日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル（防波堤有り）
- 基準津波5：日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル（防波堤無し）



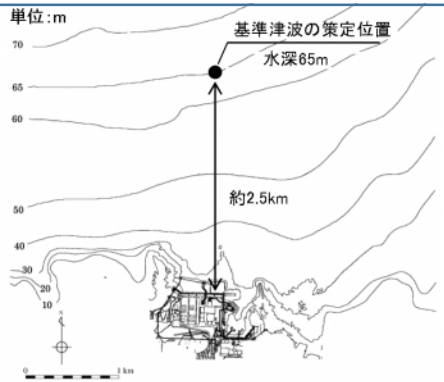
基準津波の策定位置での水位の時刻歴波形

【下降側の基準津波】

- 基準津波1：日本海東縁部に想定される地震による津波（鳥取県モデル）の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
- 基準津波3：日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル（防波堤有り）
- 基準津波4：F－Ⅲ断層＋F－Ⅳ断層＋F－Ⅴ断層による地震に伴う津波の波源モデル（防波堤有り、防波堤無し）
- 基準津波6：日本海東縁部に想定される地震による津波（2領域連動モデル）の波源モデル（防波堤無し）



基準津波の策定位置での水位の時刻歴波形



（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料　第972回審査会合資料
（令和3年4月30日）から抜粋・加筆 <https://www2.nsr.go.jp/data/000350671.pdf>）

＜審査結果の概要 ＞

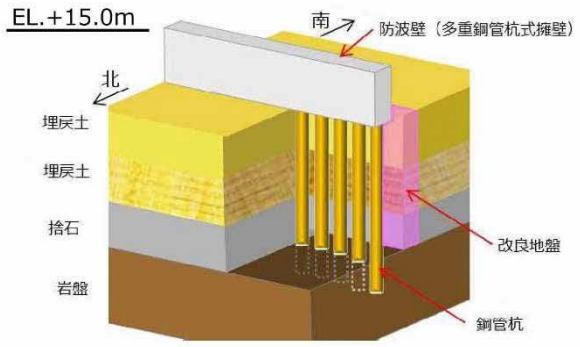
- 最新の科学的・技術的知見を踏まえ、各種の不確かさを十分に考慮して、基準津波が適切に策定されていることから、新規制基準に適合していることを確認。

第5条　耐津波設計方針

＜審査書案　P.61＞

【要求事項】
➢ 基準津波に対して安全機能が損なわれるおそれがない設計にすること。

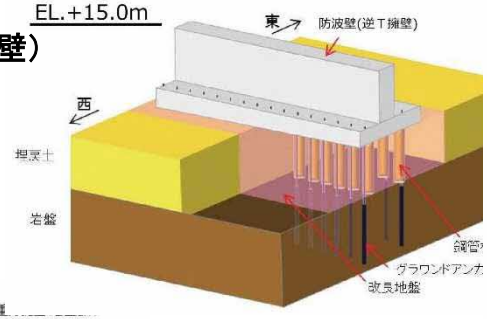
＜申請の概要＞
➢ 遡上波の到達、流入を防止するため、防護対象とする施設が設置された敷地の前面に津波防護施設（防波壁及び防波壁通路防波扉）を設置。



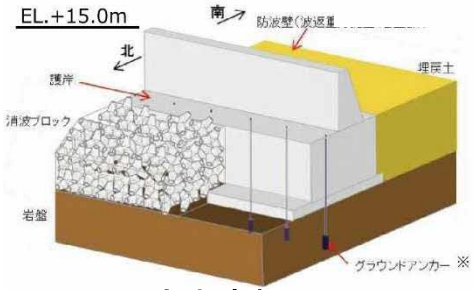
防波壁 概要図
（多重鋼管杭式擁壁）

入力津波高さ
EL.+11.9m

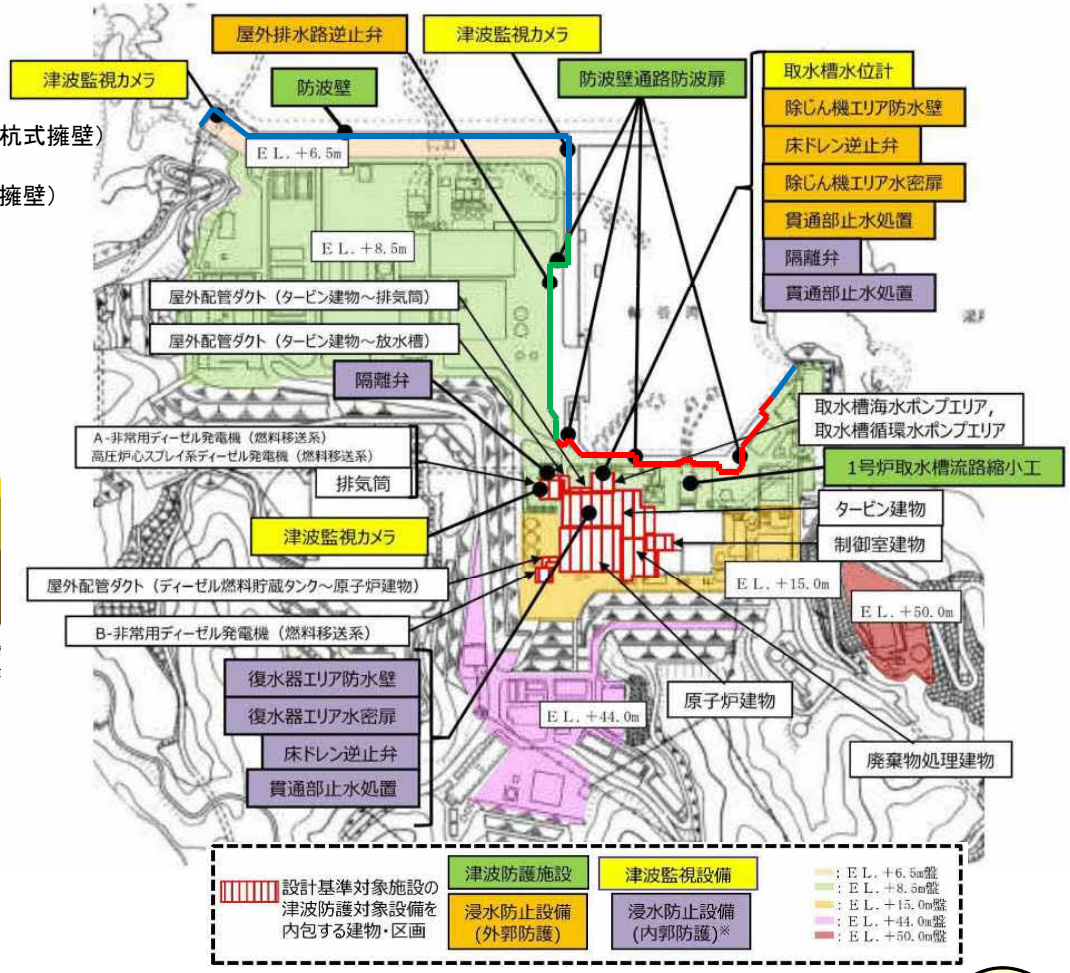
：防波壁（多重鋼管杭式擁壁）
：防波壁（逆T擁壁）
：防波壁（波返重力擁壁）



防波壁 概要図
（逆T擁壁）



防波壁 概要図
（波返重力擁壁）



敷地の特性に応じた津波防護の概要

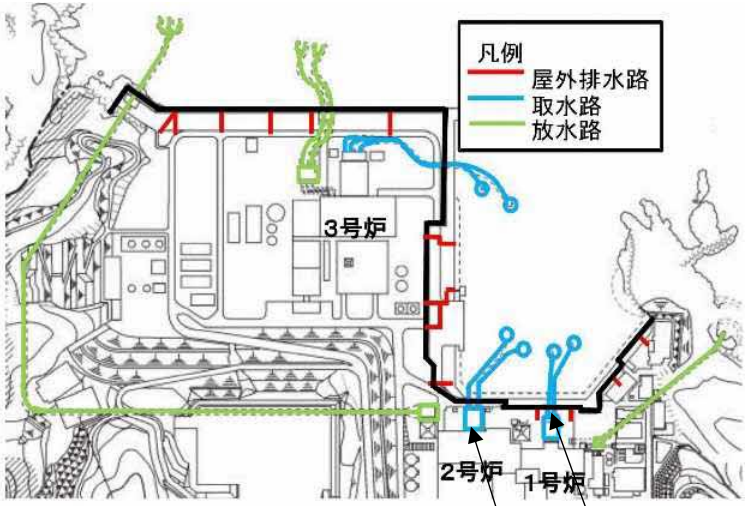
出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356169.pdf>

第5条　耐津波設計方針

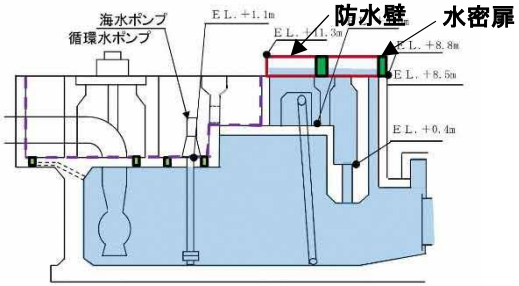
＜審査書案　P.61＞

＜申請の概要＞

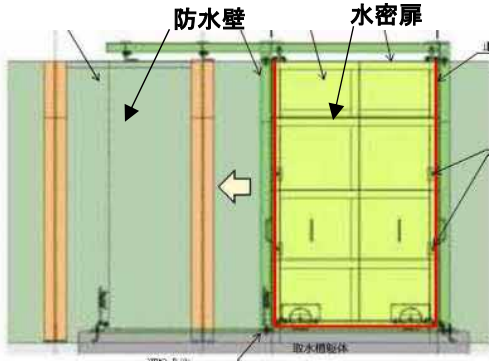
- 取水路、放水路等の開口部からの津波の流入を防止するため、 津波防護施設（1号炉取水槽流路縮小工）及び浸水防止設備（防水壁、水密扉等）を設置。
- 引き波による水位低下に対する海水ポンプの機能維持のため、大津波警報発令時に循環水ポンプを停止して取水槽内の水位低下を抑制する運用を実施する方針。
- 津波防護施設及び浸水防止設備について、余震による荷重等を適切に組み合わせて、入力津波に対して津波防護機能及び浸水防止機能が十分に維持できるよう設計する方針。なお、許容限界については、地震、津波後の再使用性や津波の繰り返し作用を想定し、おおむね弾性域内に収まるように設定。



海域に接続する経路図



防水壁・水密扉の位置図（縦断図）



防水壁・水密扉の構造概要図（正面図）

防水壁・水密扉の位置図（平面図）

＜審査結果の概要＞

- 基準津波によって防護対象とする施設の安全機能が損なわれるおそれがない設計としていることから、新規制基準に適合していることを確認。

※ 重大事故等対処施設は、設計基準対象施設と同じ耐津波設計方針とすることより、基準津波に対して必要な機能が損なわれない設計としていることを確認。

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356169.pdf>

第5条　耐津波設計方針（防波壁（逆T擁壁）の構造成立性）

＜審査書案　P.84＞

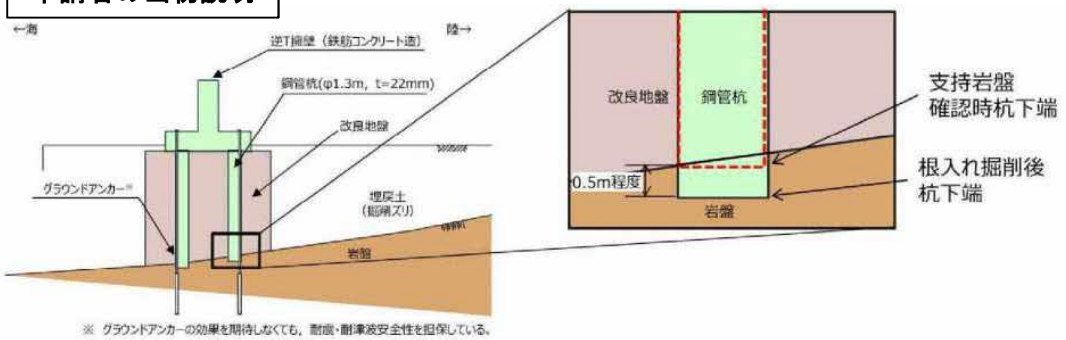
申請者の説明

- 鋼管杭（直径1.3m）の支持層への根入れ長について、支持層の不陸を考慮した0.5m程度で、支持杭に要求される性能を保持可能

規制委員会の指摘

- 浅い根入れ長について、杭先端の水平力に対して岩盤のせん断で抵抗できない可能性があるため、杭先端のせん断抵抗に期待しない設計方針を検討することが必要

申請者の当初説明

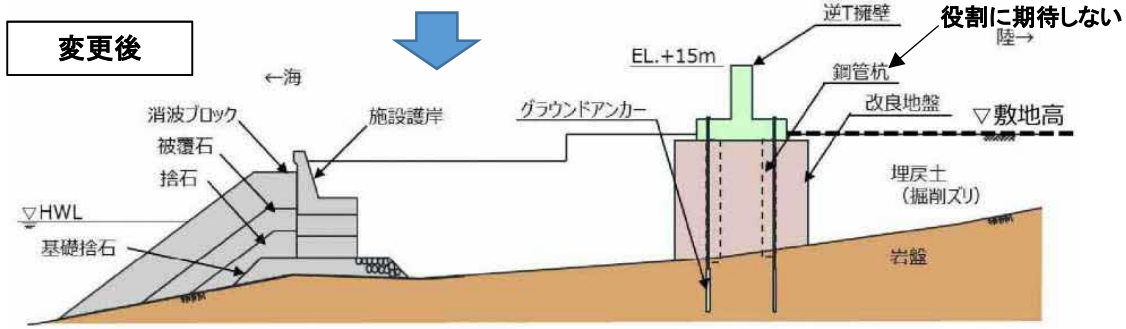


防波壁（鋼管杭式逆T擁壁：旧名称）の概要図　（変更前）

部位の役割（当初説明）

- ・鋼管杭　：　防波壁（逆T擁壁）の支持
- ・改良地盤　：　難透水性の保持
- ・グラウンドアンカー：　役割に期待しない
- ・岩　盤　：　防波壁（逆T擁壁）の支持

変更後



防波壁（逆T擁壁）の概要図　（変更後）

部位の役割（変更後）

- ・鋼管杭　：　役割に期待しない
- ・改良地盤　：　防波壁（逆T擁壁）の支持
  難透水性の保持
- ・グラウンドアンカー：　滑動・転倒の抑制
- ・岩　盤　：　防波壁（逆T擁壁）の支持

＜確認結果＞

- 防波壁（逆T擁壁）の支持構造を杭基礎から直接基礎へ変更することを確認
  - ➢ 鋼管杭（逆T擁壁）の役割に期待しない設計へ変更
  - ➢ 防波壁（逆T擁壁）の直下の改良地盤に防波壁（逆T擁壁）を支持させ、グラウンドアンカーに防波壁（逆T擁壁）及び改良地盤を岩盤に押し付けて転倒・滑動を抑制する構造へ変更
  - ➢ 残存する鋼管杭による悪影響を評価

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356188.pdf>

第5条　耐津波設計方針（防波壁（波返重力擁壁）の構造成立性）

＜審査書案　P.84＞

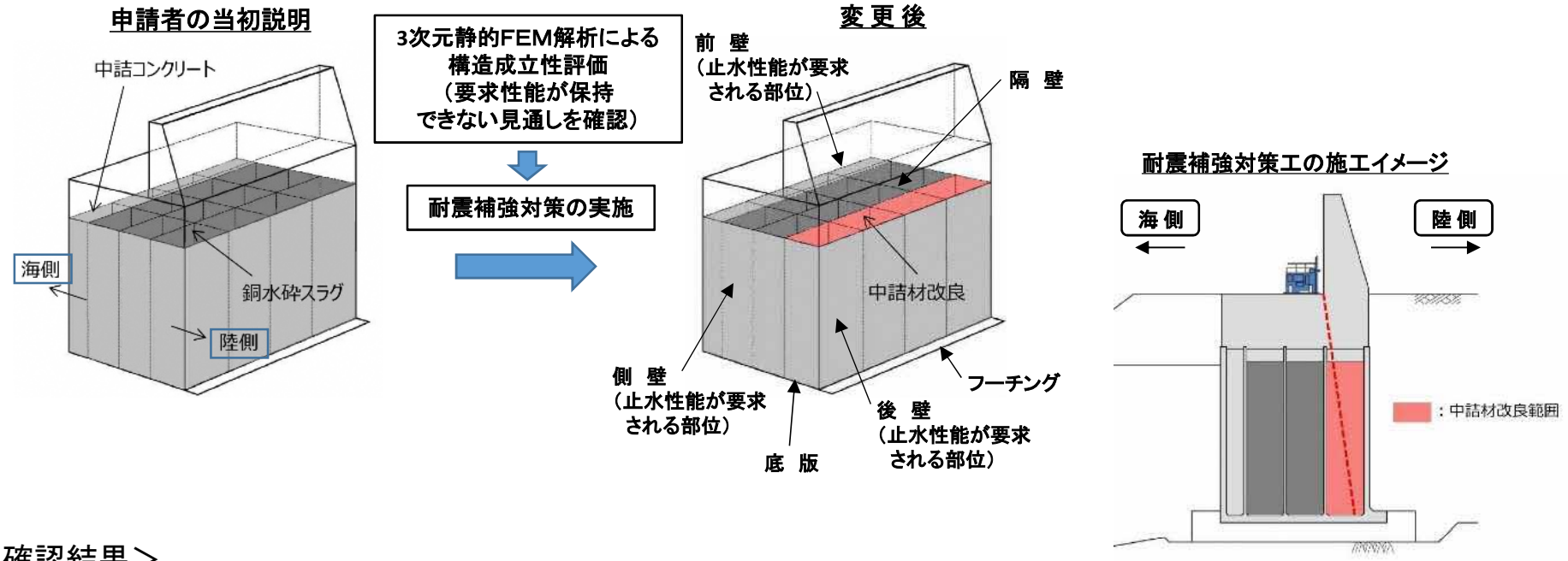
申請者の説明

- 港湾施設の既設ケーソンを活用した構造を採用

規制委員会の指摘

- 既設ケーソンについて、津波防護機能を要求されていない既設の構築物を活用しており、津波防護施設に要求される構造強度を満たしていない可能性があることから、津波防護施設の要求事項を踏まえた設計方針及び構造成立性（見通し）の確認が必要

構造成立性評価及び耐震補強対策（案）



＜確認結果＞

- 既設ケーソンについて、設計方針及び耐震補強対策により構造を成立させる方針を確認
  - 津波の流入を防止するために要求される性能として、止水性能を抽出
  - 基準地震動及び基準津波による荷重に対して、全ての構造部材を概ね弾性範囲にとどめて止水性能を保持する方針とし、3次元静的FEM解析を用いて性能を評価
  - 基準地震動による荷重に対して構造成立性の見通しが得られないことから、ケーソン中詰材を改良固化する耐震補強対策を実施

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆＜ https://www.nsr.go.jp/data/000356188.pdf ＞

第5条　耐津波設計方針（浸水防護重点化範囲の設定）

＜審査書案 P.78＞

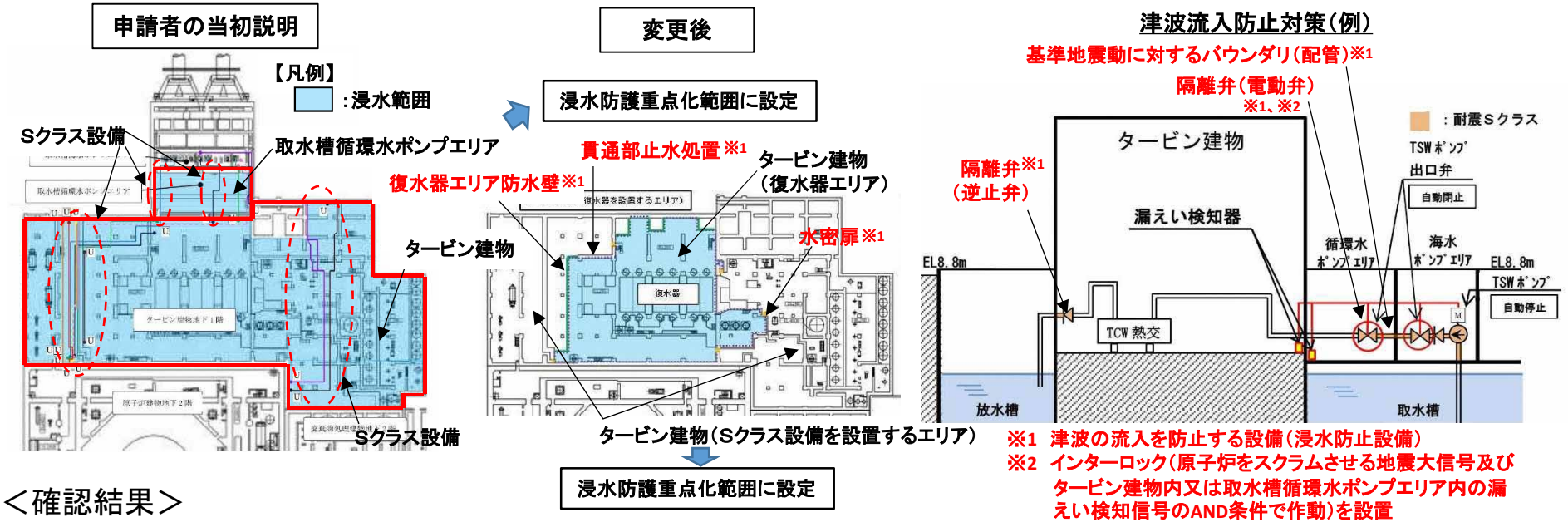
申請者の説明

- タービン建物及び循環水ポンプエリアの浸水範囲は、Sクラス設備が下位クラス設備と区画で分離されずに設置されているが、当該範囲のSクラス設備（静的機器等）が津波の影響を受けるものではないことから、浸水防護重点化範囲として設定しない方針

規制委員会の指摘

- 上記方針について、解釈別記3の要求事項を満足するとした根拠の説明が必要

※解釈別記3：Sクラスに属する設備を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、津波による溢水を考慮した浸水範囲及び浸水量を保守的に評価した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路及び浸水口（扉、開口部、及び貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すこと



＜確認結果＞

- Sクラス設備を内包する建物及び区画については、浸水防護重点化範囲として設定するとともに、浸水対策を実施
  - Sクラス設備を内包する建物及び区画は、すべて浸水防護重点化範囲として設定
  - 浸水防護重点化範囲への津波の流入防止対策
    - ①タービン建物内に復水器エリア防水壁、水密扉等を設置
    - ②復水器エリア防水壁、原子炉建物境界部等に貫通部止水処置を実施
    - ③浸水防護重点化範囲内の下位クラス設備（耐震性の低いポンプ及び配管）に対し、隔離弁の設置、又は基準地震動に対してバウンダリ機能を保持させる設計を実施

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆＜https://www.nsr.go.jp/data/000356169.pdf＞、＜https://www.nsr.go.jp/data/000356187.pdf＞

第5条　耐津波設計方針（漂流物衝突荷重の対象漂流物の選定）

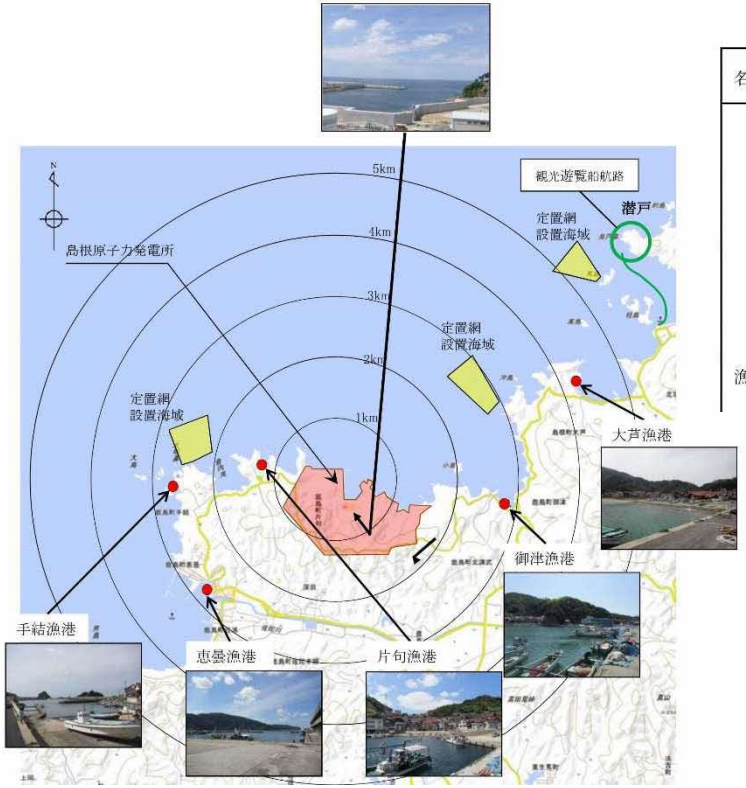
＜審査書案　P.87＞

申請者の説明

- 漁船については、航行不能となる可能性が極めて小さいことから津波の襲来に対して退避可能であり、漂流物衝突荷重の対象漂流物から除外

規制委員会の指摘

- 事業者が管理しない漁船について、航行不能を想定する必要がない確実な根拠を示し、根拠が示せないのであれば航行不能を想定して対象漂流物を選定することが必要
- 操業又は航行の不確かさを踏まえて対象漂流物を選定することが必要



発電所周辺の漁港等の位置

発電所沿岸で操業する漁船の種別及び規模

名称	施設護岸からの距離	目的	漁港	総トン数（質量）	数量（隻）
漁船	約500m以内	サザエ網・カナギ漁	片句漁港	1トン未満（3t未満）	13
		サザエ網・採貝藻漁	御津漁港	1トン未満（3t未満）	18
				2トン未満（6t未満）	6
		一本釣り漁		1トン未満（3t未満）	13
		かご漁		3トン未満（9t未満）	1

名称	施設護岸からの距離	目的	漁港	総トン数（質量）	数量（隻）
	約500m以遠	わかめ養殖	片句漁港	1トン未満（3t未満）	7
		イカ釣り漁		5トン未満（15t未満）	7
				8トン未満（24t未満）	3
				10トン未満（30t未満）	3

操業及び航行の不確かさを考慮して総トン数19トンの漁船を選定

発電所沖合で操業する漁船の種別及び規模

名称	目的	漁港	総トン数（質量）	数量（隻）
漁船	イカ釣り漁※	恵曇漁港	約19トン（約57t）	2
	底引き網漁	恵曇漁港	約15トン（約45t）	2
	1本釣り漁	片句漁港	約10トン（約30t）	3
	定置網漁①	恵曇漁港	約10トン（約30t）	1
			約19トン（約57t）	1
	定置網漁②	御津漁港	約12トン（約36t）	1

＜確認結果＞

- 漁船が航行不能となることを想定
- 操業及び航行の不確かさを踏まえ、総トン数19トンの漁船を漂流物衝突荷重の対象漂流物として選定

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆＜ https://www.nsr.go.jp/data/000356169.pdf ＞

第6条　外部からの損傷の防止（火山）（1/2）

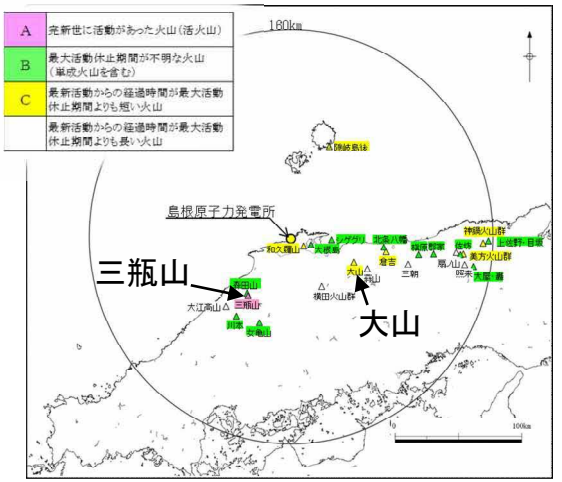
【要求事項】
- 火山事象が発生した場合においても安全施設の安全機能が損なわれないように設計すること。

火山活動に関する個別評価（設計対応不可能な火山事象）　＜審査書案　P.97-98＞

- 原子力発電所に影響を及ぼし得る火山として敷地から半径160km以内の24火山を抽出。火砕物密度流、溶岩流等の火山事象の影響評価を行った結果、既往最大規模の噴火を考慮しても本発電所に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価。

火山事象の影響評価（降下火砕物の影響評価）　＜審査書案　P.98-101＞

- 申請時は降下火砕物の層厚を鬱陵隠岐テフラ（鬱陵島）の2cmとしていたが、規制委員会の指摘を踏まえ、再検討を実施した結果、層厚を見直した。
- 大山については、大山生竹テフラ(※1) 規模の噴火を考慮し、風向の不確かさとして、敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションの結果、敷地における降下火砕物の最大層厚は44.5cmと評価。
- 三瓶山については、三瓶浮布テフラ(※2)規模の噴火を考慮し、風向の不確かさとして、敷地方向に卓越させた風が常時吹き続ける仮想風を考慮したシミュレーションを実施した。更なる保守的な検討として、町田・新井（2011）による三瓶浮布テフラの50cm等層厚線の主軸は、三瓶山から発電所の方向とは異なるが、同主軸上の三瓶山から発電所までの距離に相当する55kmの位置における降灰層厚を敷地における層厚として扱うこととし、敷地における層厚を56cmと評価。



地理的領域内の第四紀火山の位置

三瓶山の敷地周辺の降灰層厚を踏まえた検討

（※1）地下構造等から大山倉吉テフラ規模の噴火が発生する可能性は十分に小さいと評価。
大山生竹テフラは大山倉吉テフラの噴火以外で最大規模の噴火による降下火砕物。

（※2）地下構造等から三瓶木次テフラ規模の噴火が発生する可能性は十分に小さいと評価。
三瓶浮布テフラは三瓶木次テフラの噴火以外で最大規模の噴火による降下火砕物。

＜審査結果の概要＞

以下のことから、新規制基準に適合していることを確認。

- 火砕物密度流は敷地周辺までの到達は認められないこと等から、設計対応不可能な火山事象が影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価していること。
- 降下火砕物の最大層厚等は、文献調査及び地質調査結果に基づく降下火砕物の分布状況並びに不確かさを考慮した降下火砕物シミュレーションによる検討に加え、更なる保守的な検討として、三瓶山から敷地までの距離に相当する位置の降灰層厚を敷地における層厚として考慮する評価を行い、これらの評価を総合して設定されていること。

（中国電力（株）島根原子力発電所2号炉審査資料
第972回審査会合資料（令和3年4月30日）から抜粋・加筆
<https://www2.nsr.go.jp/data/000350673.pdf>）

第6条　外部からの損傷の防止（火山）（2/2）

＜審査書案　P.95＞

【要求事項】
- 火山灰などの降下火砕物に対して、安全機能が損なわれないこと。
  - 建物などへの負荷、配管の閉塞、その他設備への機械的及び化学的影響、並びに大気汚染等の影響（直接的な影響）
  - 外部からの送電停止や発電所外部との交通の遮断（間接的な影響）

＜申請の概要＞

- 火山灰による直接的影響
  - 火山灰が56cm堆積しても、建物や設備は耐えることが出来る設計とする。
  - 火山灰が施設の内部に入り込まないようにフィルタを設置する。
  - 火山灰に含まれる腐食性成分による化学的影響（腐食）に対して、安全機能が損なわれないように、外装塗装等を実施する。
- 火山灰による間接的影響
  - 外部からの送電停止や、外部との交通の遮断を考慮して、発電所内にディーゼル発電機等を備え、電力の供給を可能とすることにより、外部からの支援がなくても、原子炉及び燃料プールの安全性が損なわれないように対応する。

＜審査結果の概要＞

火山灰の影響があっても、安全機能が損なわれない設計であると判断。

第6条　竜巻対策

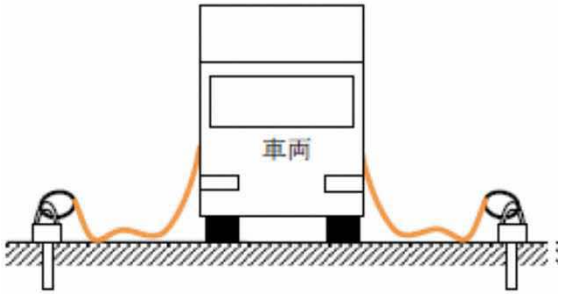
＜審査書案　P.90＞

【要求事項】
- 原子力発電所の立地地域の特性等を考慮して、想定される最大の竜巻を設定すること。
- 想定される竜巻による荷重（風圧力、気圧差、飛来物の衝撃荷重）に対しても原子炉施設の構造健全性が維持され安全機能が損なわれないこと。
- 竜巻により発生する火災、外部電源喪失等により安全機能が損なわれないこと。

＜申請の概要＞

- 発電所が立地する日本海沿岸地域で観測された竜巻統計データから年超過確率10^{-6}に相当する78m/sの竜巻を基準竜巻として設定。それに対して、92m/sの竜巻から防護できるよう設計。飛来物に対する竜巻防護ネットの設置や飛来物の飛散防止を実施。
- 竜巻により発生する可能性のある火災、溢水及び外部電源喪失に対しても安全機能が損なわれないことを確認。

竜巻防護ネットの設置イメージ



車両固縛のイメージ（余長付き固縛）

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356212.pdf>

＜審査結果の概要＞

竜巻の影響に対して、安全機能が損なわれない設計方針であると判断。

第6条　外部からの損傷の防止（外部火災）(1/2)

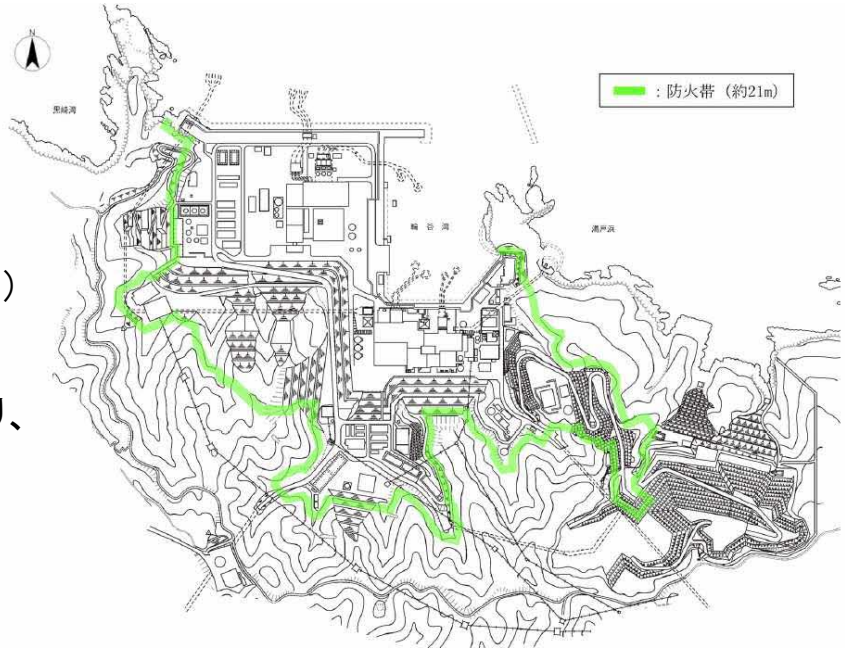
＜審査書案　P.105＞

【要求事項】
原子力発電所の敷地外で発生する森林火災及び近隣の産業施設（工場、コンビナート等）による火災・爆発により、発電用原子炉施設の安全機能が損なわれないこと。

＜申請の概要＞

- 森林火災については、発火点を敷地周辺10km以内に設定し、もっとも厳しい気象条件や風向き等を設定して評価しても、安全機能が損なわれない措置を講じる。
  - 必要な防火帯幅19．5mに対し、約21mの幅の防火帯の設置による延焼防止対策
  - 火災による熱に対する防護設計
  - 火災によるばい煙に対する防護設計（フィルタ等の設置）
  - 防火帯までの到達時間が短い発火点に対しては、敷地境界監視用カメラによる早期の火災覚知等の対策により、自衛消防隊による早期の対応を可能とする

- 近隣の産業施設の火災影響については、発電所敷地外の半径10km以内に石油コンビナート等に相当する施設はないとしている。



防火帯位置

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356208.pdf>

＜審査結果の概要＞

森林火災や近隣の産業施設の火災の想定は妥当であり、外部火災に対して安全機能が損なわれない設計方針であると判断。

第6条　外部からの損傷の防止（外部火災）(2/2)

＜審査書案 P.105＞

【要求事項】
- 航空機が発電用原子炉施設に衝突する確率が、原子炉1基ごとに1千万年に1回（10^{-7}回／炉・年）を超える場合、航空機の衝突について設計上考慮すること。
- 航空機の墜落による火災により、安全機能が損なわれないこと。

＜申請の概要＞
- 航空機衝突については、最近20年間の航空機墜落の実績を踏まえ、発電用原子炉施設への衝突の確率を評価した結果、１千万年に１回の頻度を下回っているため、設計上考慮する必要がない。
- 航空機落下による火災の設定が、外部火災ガイドを踏まえたものであり、航空機落下確率が1千万年に1回以上となる範囲が設定されていること、搭載された全燃料が燃焼した場合を想定していること、その上で輻射強度が最大となる航空機の種類と落下地点を想定することにより、航空機落下による火災が保守的に設定されている。
- 航空機墜落による火災を想定しても、発電用原子炉施設は十分な耐火性能を有し、安全機能が損われない設計としている。

＜審査結果の概要＞
- 航空機衝突を設計上考慮する必要がないとしたことは妥当と判断。
- 航空機落下確率が10^{-7}回/炉・年以上となる範囲が設定されており、航空機落下による火災が保守的に設定されていることを確認。
- 航空機の墜落による火災に対して、安全機能が損なわれない設計方針であると判断。
- 故意による航空機衝突への対策は、発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応に係る審査で確認。

第6条　その他自然現象及び人為事象

＜審査書案　P.114、116＞

【要求事項】
- 設計上考慮すべきその他自然現象によって、安全施設の安全機能が損なわれないこと。
- 設計上考慮すべきその他人為事象によって、安全施設の安全機能が損なわれないこと。

＜申請の概要＞

- 国内外の基準や文献等に基づき自然現象及び人為事象を抽出。
- 海外の選定基準を考慮の上、発電所の敷地及び敷地周辺の環境、状況を踏まえて、以下のように抽出。

（自然現象）

洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り･土石流、火山の影響及び生物学的事象

（人為事象）

火災･爆発（森林火災、近隣工場等の火災･爆発、航空機落下火災）、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害、飛来物（航空機落下）及びダムの崩壊

＜設計方針＞

想定する自然現象の規模については、主に発電所の立地地域である松江市に対する設定値が定められている規格･基準類、過去の観測記録をもとに設定。

＜審査結果の概要 ＞

その他自然現象及び人為事象に対して、安全機能が損なわれない設計方針であると判断。

第8条　火災による損傷の防止

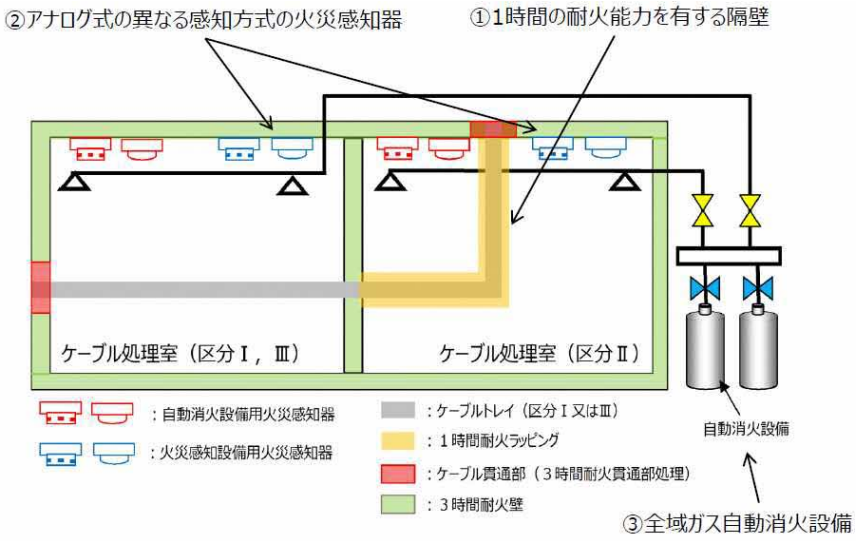
＜審査書案　P.119＞

【要求事項】

- 火災により、発電用原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、設計基準対象施設に対して必要な設備・機能（火災の発生防止、感知及び消火並びに影響軽減）を有すること。

＜申請の概要＞

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護するため、火災区域又は火災区画を設定。
- 火災区域又は火災区画に対して、火災の発生防止、火災の感知及び消火並びに火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる。
- 火災防護対策並びに火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び職員の体制を含めた火災防護計画を策定する。



特徴的な火災区画の火災防護対策（ケーブル処理室）

出典：第720回新規制基準適合性審査会合資料（2019年5月30日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000271512.pdf>

＜審査結果の概要＞

規制委員会は、上記の項目について、申請の内容を確認した結果、火災防護基準にのっとっており、設置許可基準規則に適合するものと判断した。

第8条　内部火災への対策(1/3)

＜審査書案　P.119＞

➢ 原子炉施設内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統及び機器について、火災の発生防止、感知及び消火、影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じる設計としていることを確認。

【発生防止】

- 発火性物質又は引火性物質の漏えい及びその拡大の防止対策
- 水素漏えいに対し、水素濃度検出器の設置と排気設備の設置
- 不燃性材料、難燃性材料、難燃ケーブルを使用

【感知及び消火】

（1）火災感知設備

- 異なる種類の感知器を組み合わせて設置
- 外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保

（2）消火設備

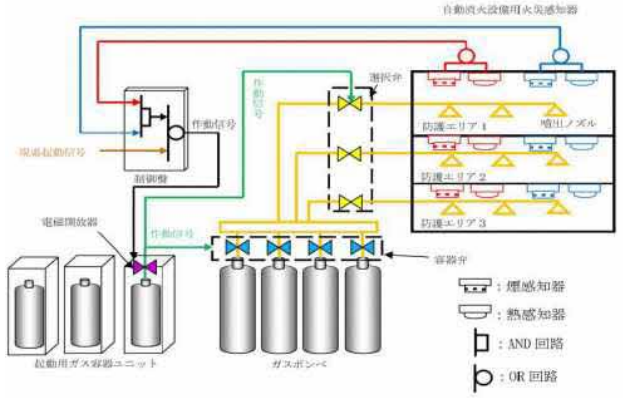
- 消火器等を設置するほか、消火困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置（ハロゲン化物自動消火設備等）
- 消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系は、多重性又は多様性を備える

【影響軽減】

- 「3時間以上の耐火能力を有する隔壁等による分離」又は「1時間の耐火能力を有する隔壁等による分離＋火災感知・自動消火」

水素濃度検出器設置

出典：第720回新規制基準適合性審査会合資料（2019年5月30日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000271512.pdf>



全域ガス自動消火設備（選択型）の概要

出典：第720回新規制基準適合性審査会合資料（2019年5月30日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000271512.pdf>

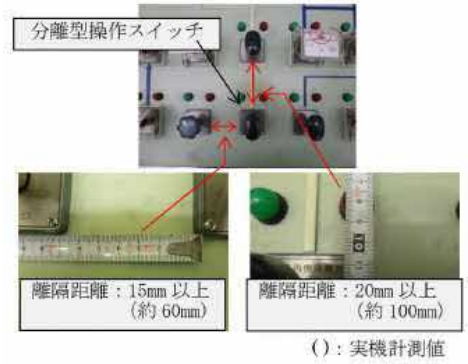
➢ 火災防護対策並びに実施手順、体制を含めた火災防護計画を策定する方針を確認

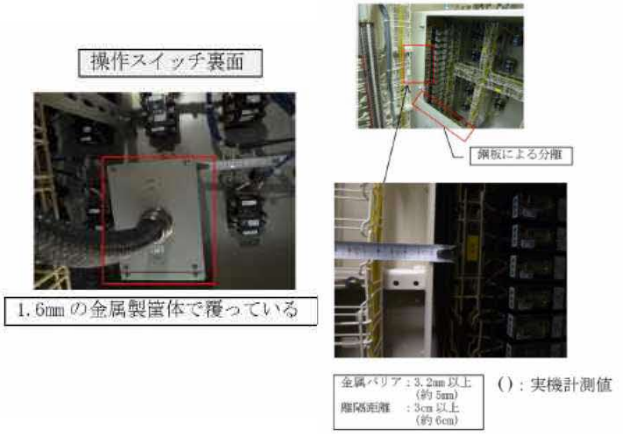
第8条　内部火災への対策(2/3)　個別の対策

<審査書案　P.119>

【中央制御室】

- 中央制御盤内には高感度煙感知設備を設置
- 盤内配線は、異なる系列間を分離するため、金属バリアによる離隔又は離隔距離を確保
- 火災の発生箇所の特定が困難な場合を想定し、サーモグラフカメラを配備
- 消火活動の手順を定め、訓練を実施





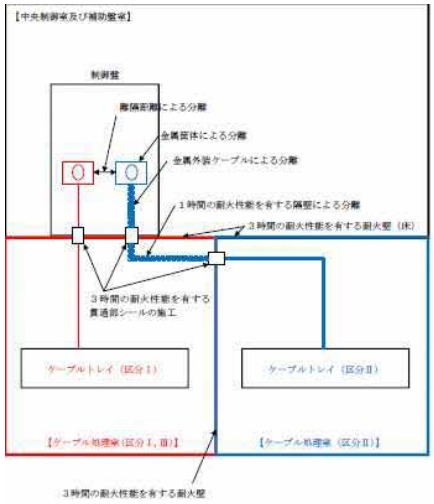
中央制御室制御盤内対策

【ケーブル処理室】

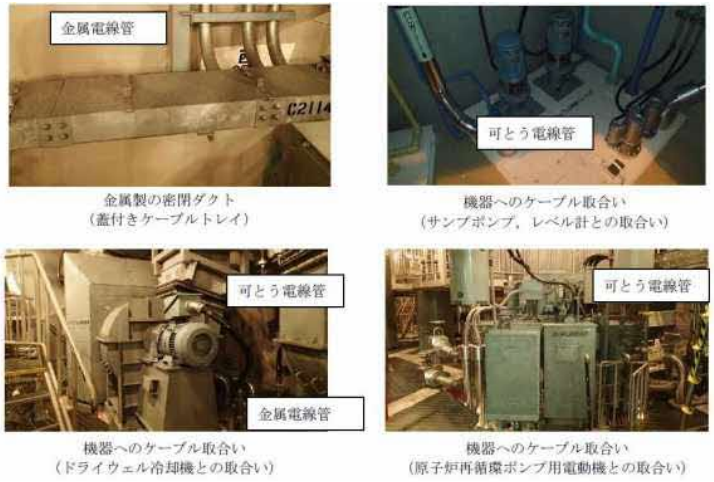
- 全域ガス消火設備により消火
- 消火活動のため2 箇所の入口を設置
- 異なる区分のケーブルトレイ間は、離隔距離の確保又は耐火隔壁により分離

【原子炉格納容器】

- プラント運転中は窒素置換により火災の発生を防止
- 窒素封入継続による窒息消火の実施
- 火災感知器の設置及び停止後の交換
- 離隔距離の確保又は金属製の電線管等の使用により火災の影響を軽減



ケーブル処理室火災の影響軽減対策



原子炉格納容器内対策

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356215.pdf>
第720回新規制基準適合性審査会合資料（2019年5月30日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000271512.pdf>

第8条　内部火災への対策(3/3)　自衛消防隊

＜審査書案　P.119＞

火災及び地震等の災害発生に備え被害を最小限に留めるため、自衛消防組織を編成し、火災防護計画にその役割を定めることを確認。

- 初期消火要員10名以上が敷地内で基準津波の影響が及ばない位置に24時間常駐
- 下記設備を敷地内で基準津波の影響が及ばない保管場所に配置
  化学消防自動車（1台）、 泡消火薬剤（1,000ﾘｯﾄﾙ以上）
  小型動力ポンプ付水槽車（1台）
- 消火対応の力量を維持するために計画的に訓練を実施

化学消防自動車

小型動力ポンプ付水槽車

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356217.pdf>

第9条　溢水による損傷の防止等

＜審査書案　P.132＞

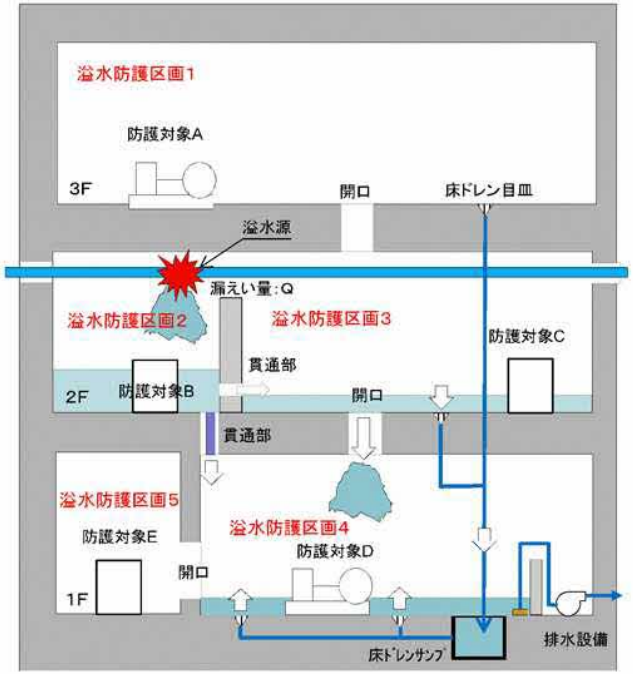
【要求事項】
- 内部溢水※により安全機能が損なわれないこと。
- 内部溢水については、「地震等による機器及び配管の破損による水の流出」、「消火水の放水」及び「その他事象による水の流出」を想定すること。
- 放射性物質を含む液体を内包する容器、配管、その他の設備からの放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないこと。

※「内部溢水」とは、機器の破損等により原子炉施設内に水があふれ出ることをいう。

＜申請の概要＞

- 地震で設備が破損すること等により溢水が発生しても安全機能が損なわれない設計とする。
  - 設備を没水（床に溜まった水の水位が上がり設備等が沈むこと）しない高さに設置する。
  - 被水（設備等に水がかかること）により、安全機能が損なわれる場合は、カバーを取り付けて防護する。
  - 蒸気により、安全機能が損なわれる場合には、蒸気への耐性を有する機器への取替えを行う。

＜審査結果の概要＞
溢水防護の設計方針は適切であると判断。



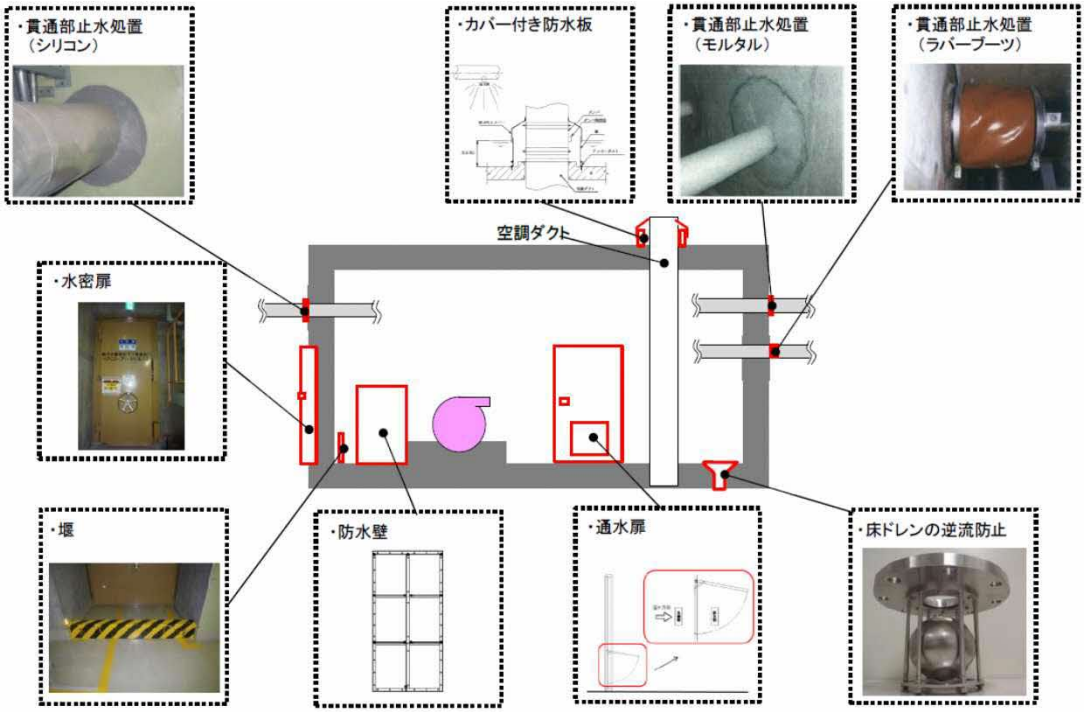
没水、被水評価の対象区画の分類例

出典：原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドから一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000069141.pdf>

第9条　内部溢水への対策（例）

<審査書案 P.132>

- 没水、被水、蒸気の影響により、防護対象設備の安全機能が損なわれない設計であることを確認。
  - 溢水源として、機器の破損等による溢水、地震による機器の破損等による溢水、消火水の放水による溢水及びその他要因による溢水を想定することを確認。
  - 溢水によって発生する外乱に対する評価方法を確認。
- 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいを防止するための設計方針を確認。



溢水防護対策の例

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356227.pdf>

第12条　安全施設

＜審査書案　P.144＞

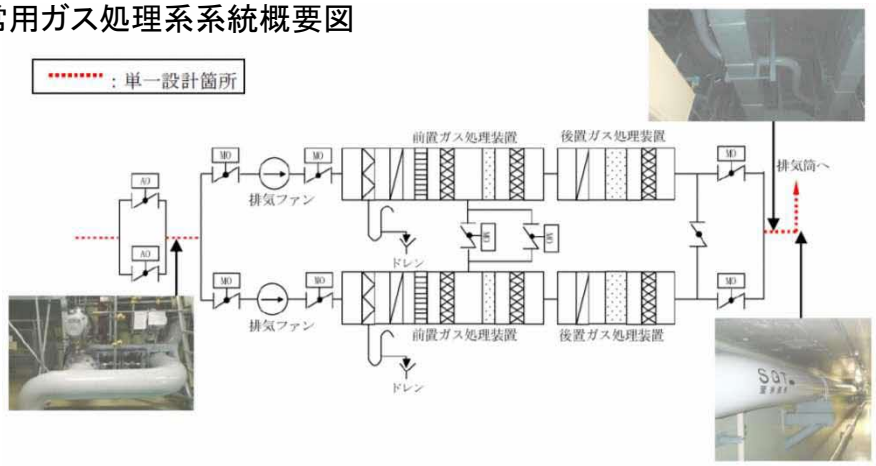
【要求事項】

- 重要度が特に高い安全機能を有する系統の静的機器について、長期間において想定される単一故障を想定しても、所定の安全機能が達成できるようにすること。

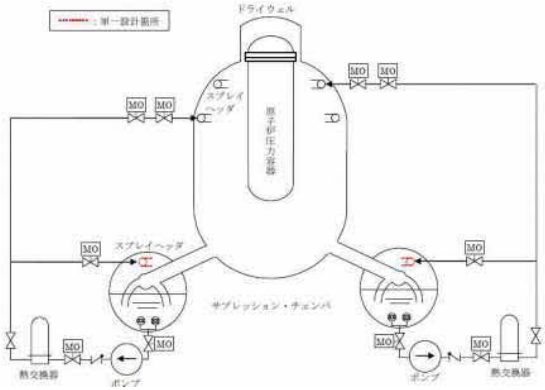
＜申請の概要 ＞

- 重要度が特に高い安全機能を有する系統を構成する設備のうち、多重性を有さない静的機器であって、長期間にわたり機能が要求される設備として、以下の設備を抽出。
  - ① 非常用ガス処理系の配管の一部
  - ② 中央制御室換気系のダクトの一部及びフィルタ
  - ③ 残留熱除去系（格納容器冷却モード）の格納容器スプレイ・ヘッダ（サプレッション・チェンバ側）
- ①及び②については、安全上支障のない期間で故障を確実に除去又は修復することができる。
- ③については、静的機器の単一故障を想定しても、原子炉格納容器の冷却機能を達成できる。

非常用ガス処理系系統概要図



残留熱除去系系統概要図



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356249.pdf>

＜審査結果の概要 ＞

長期間において想定される単一故障を想定しても、安全機能が達成できると判断。

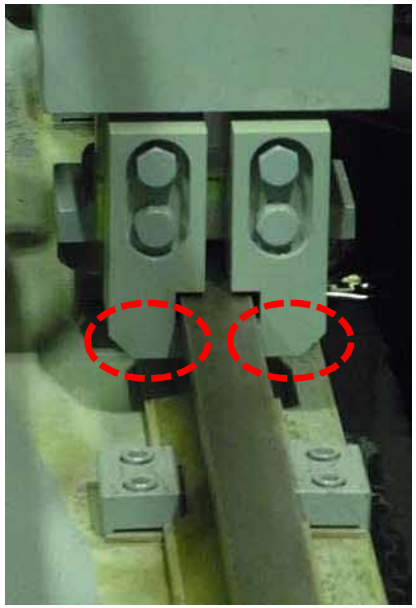
第16条　燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設

＜審査書案　P.149＞

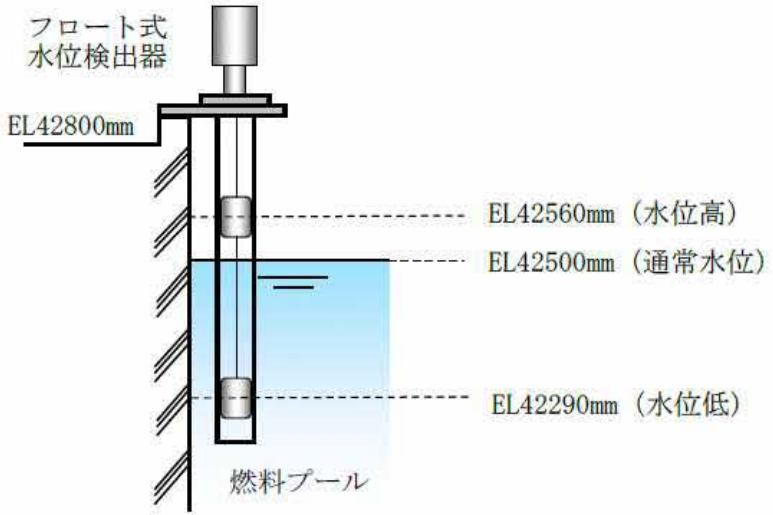
【要求事項】
- 使用済燃料貯蔵施設に対する重量物の落下対策をとること。
- 使用済燃料貯蔵槽の監視機能を確保すること。

＜申請の概要＞

- 燃料取替機、クレーン等は、基準地震動による荷重を受けても落下しない設計とする。
- 使用済燃料貯蔵槽の水温、水位を検知し、原子炉制御室で監視できる設計とする。



燃料取替機（トロリ）の脱線防止ラグ



燃料プールの水位検出器と警報設定値

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356250.pdf>

＜審査結果の概要＞
使用済燃料貯蔵施設の設計方針は適切であると判断。

第17条　原子炉冷却材圧力バウンダリ

＜審査書案　P.151＞

【要求事項】

- 通常時又は設計基準事故時に開となるおそれがある弁を有する配管については、原子炉側からみて、第2隔離弁を含むまでの範囲を、原子炉冷却材圧力バウンダリ（クラス1機器）とすること。

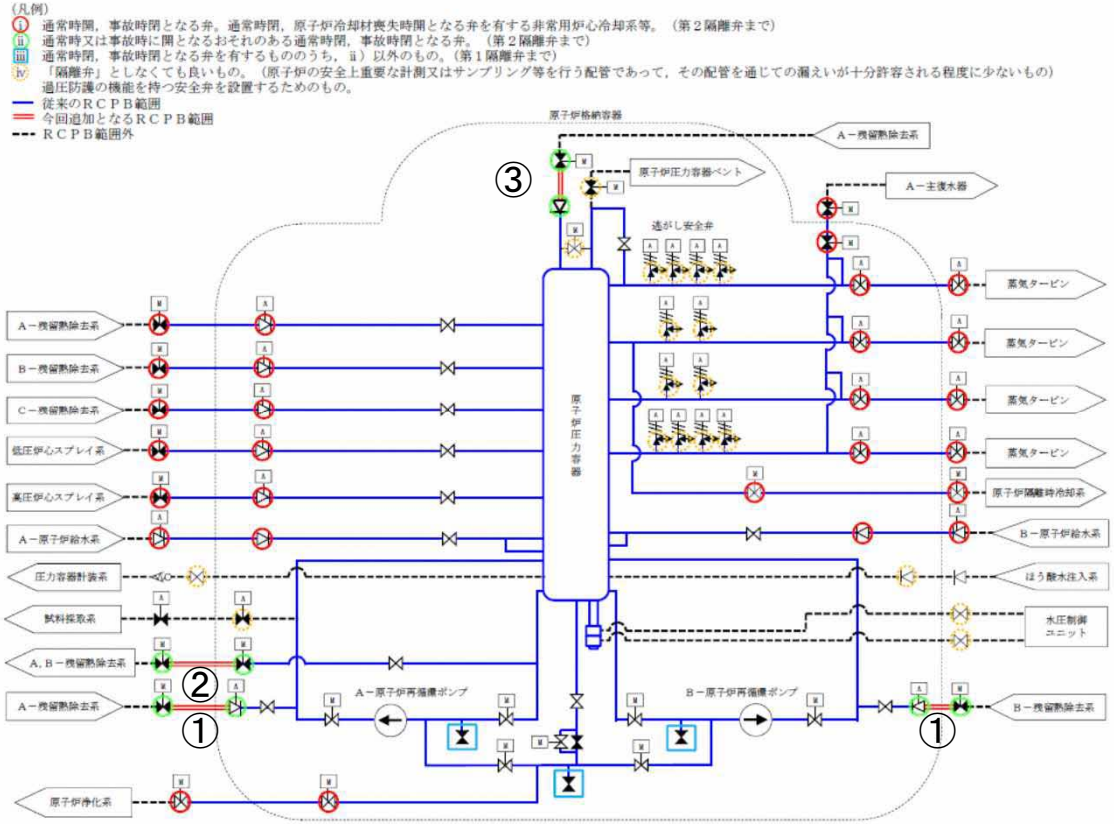
＜申請の概要＞

- 新たに原子炉冷却材圧力バウンダリとなる以下の機器及び配管については、クラス1機器における要求を満足していることを確認する。また、クラス1機器としての供用期間中検査を継続的に行い、健全性を確認する。

  ①残留熱除去系停止時冷却モード戻りライン（A／B系）

  ②残留熱除去系停止時冷却モード抜き出しライン

  ③残留熱除去系ヘッドスプレイライン



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356247.pdf>

＜審査結果の概要＞

原子炉冷却材圧力バウンダリとなる機器及び配管を抽出し、当該機器及び配管をクラス1機器として位置付けるとしていることを確認したことから、設置許可基準規則に適合するものと判断。

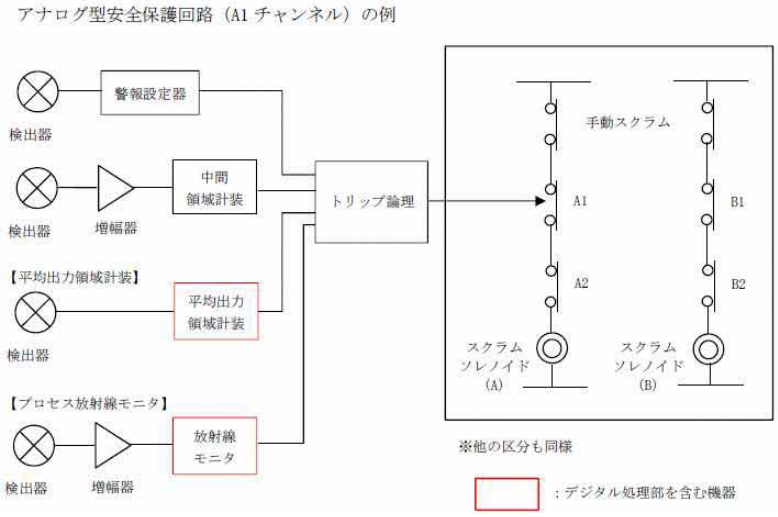
第24条　安全保護回路

＜審査書案　P.152＞

【要求事項】
- 安全保護回路については不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとすること。

＜申請の概要＞
安全保護系のデジタル計算機は、以下の設計方針とする。

- 盤の施錠等による物理的分離。
- 送信元等を制限することにより、目的外の通信を遮断した上で、通信を送信のみに制限することで機能的分離。
- 固有のプログラム言語の使用により一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境とする。
- 設計、製作、試験及び変更管理の各段階で検証と妥当性の確認がなされたソフトウェアを使用する。
- 出入管理により物理的アクセスを制限するとともに、パスワード管理により電気的アクセスを制限する。



安全保護回路の構成例（原子炉保護系）

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356244.pdf>

＜審査結果の概要＞
不正アクセス行為等に対して、安全機能が損なわれない設計方針であると判断。

第26条　原子炉制御室

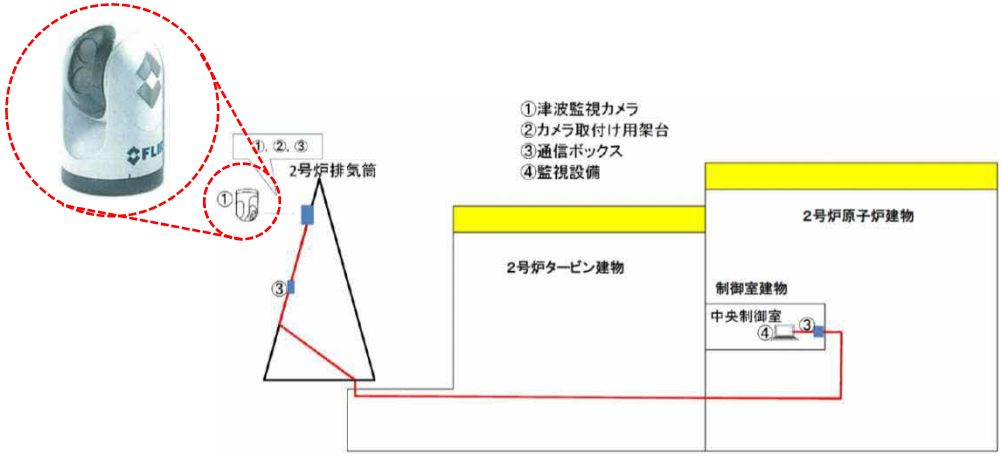
＜審査書案　P.460＞

【要求事項】
- 原子炉制御室から、発電用原子炉施設の外の状況を把握する設備を有すること。
- 酸素濃度計を設置すること。

＜申請の概要＞

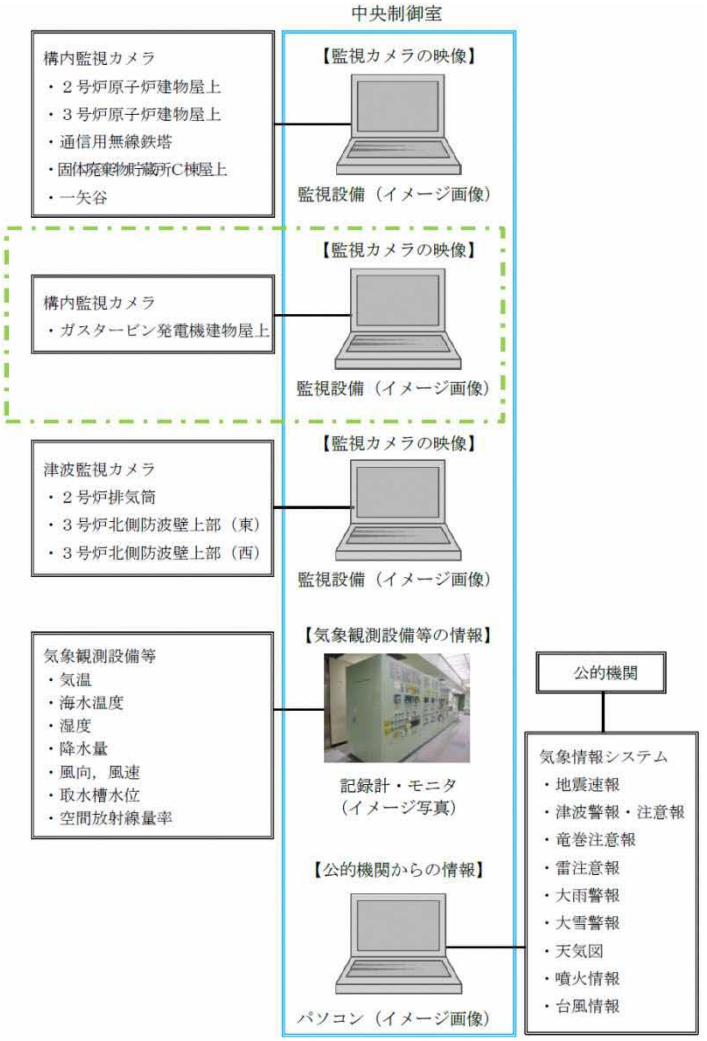
- 自然現象や発電所構内の周囲の状況を昼夜にわたり監視するカメラの設置等
- 酸素濃度及び二酸化炭素濃度計の設置

✓外の状況を把握する設備のうち津波監視カメラ



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から
一部抜粋・加筆<https://www.nsr.go.jp/data/000356258.pdf>

✓外の状況を把握する設備の構成



＜審査結果の概要＞
原子炉制御室の設計方針は適切であると判断。

第26条、第34条　有毒ガス防護

＜審査書案　P.461、P.481＞

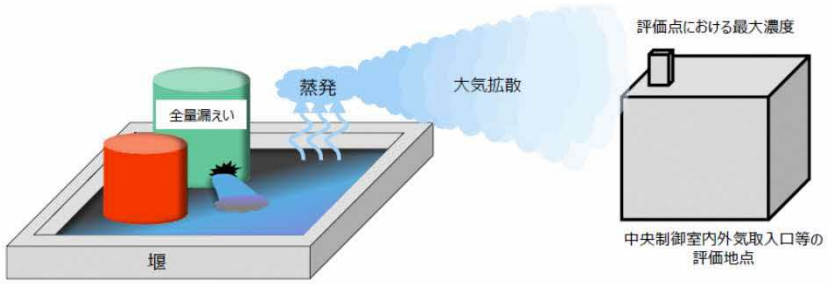
【要求事項】

- 有毒ガスが発生した場合に原子炉制御室において必要な措置をとるための操作を行うことができる設計とすること。また、緊急時対策所の指示要員を防護できる設計とすること。

＜申請の概要＞

- 固定源に対しては、運転員及び指示要員の吸気中の有毒ガス濃度の評価結果が、有毒ガス防護のための判断基準値を下回ることを確認。
- 可動源に対しては、通信連絡設備による連絡、中央制御室及び緊急時対策所換気系の隔離、防護具の着用等の対策により、運転員及び指示要員を防護。

✓ 固定源に対する評価結果
（中央制御室の例）



固定源		着目方位	評価結果		
			外気取入口濃度（ppm）	判断基準値との比	評価
敷地内	排水中和用塩酸タンク※1	S	2.0×10^{0}	0.04	影響なし
		SSW	2.4×10^{0}	0.05	
		SW	1.8×10^{0}	0.04	
		WSW	2.1×10^{0}	0.05	
		W	2.1×10^{0}	0.05	
		WNW	1.9×10^{0}	0.04	
		NW	9.1×10^{0}	0.19	
		NNW	1.2×10^{1}	0.24	
敷地外	アンモニア（冷媒）	ENE	2.4×10^{-1}	＜0.01	

評価結果(12ppm)は、判断基準値(50ppm)を下回る

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356261.pdf>
第806回新規制基準適合性審査会合資料（2019年12月5日）から一部抜粋<https://www2.nsr.go.jp/data/000292889.pdf>

＜審査結果の概要＞

有毒ガスに対する設計方針は適切であると判断。

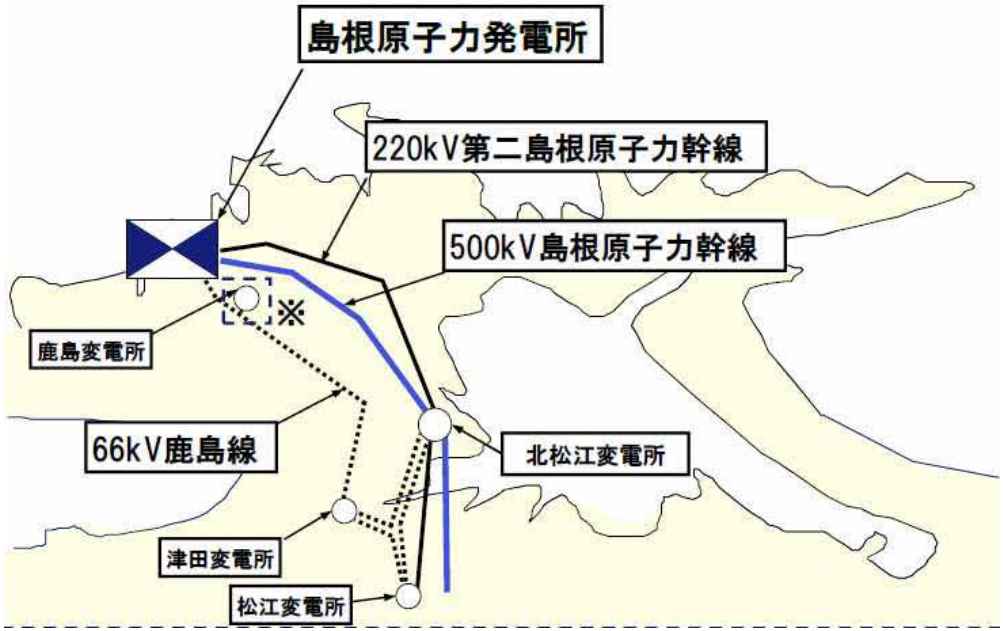
第33条　保安電源設備(1/2)

＜審査書案　P.154＞

【要求事項】
- 外部から発電所への送電系統のうち、少なくとも2回線は独立したものとすること。
- このうち1回線は、他の送電鉄線と一緒の送電鉄塔に設置されていないこと。
- 発電所内に2つ以上の発電用原子炉施設がある場合は、送電線2回線が使用出来なくなっても、電力の供給を継続して受けられるように3回線以上の送電線に接続すること。

＜申請の概要＞

- 外部から電力供給を受ける送電線は、220kV2回線と66kV1回線をそれぞれ独立して接続する。
- これらの送電線が1つの送電鉄塔に設置されない物理的に分離した設計としている。
- 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。
- 外部から電力供給を受ける設備（受電設備）は、不等沈下や傾斜、地震の揺れに対して十分な性能を有する設計とする。



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356272.pdf>

＜審査結果の概要＞

外部からの電力は、独立性を有する2ルート3回線の送電線により受電するとしており、信頼性を確保できるものと判断。

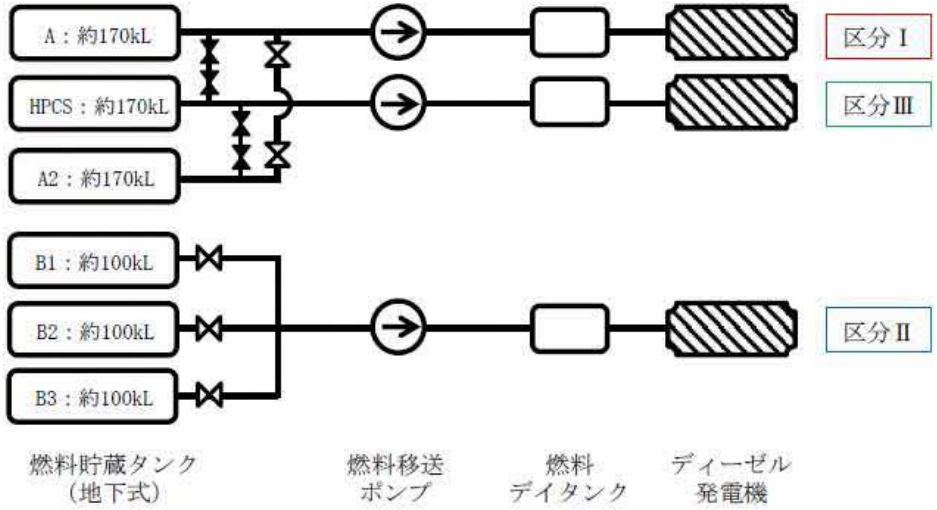
第33条　保安電源設備(2/2)

＜審査書案　P.154＞

【要求事項】
- 外部からの電力供給が停止した場合に使用するための、発電所内の非常用電源設備は、一つの設備が故障しても支障ないように複数設置すること。
- 非常用電源設備は7日間以上連続運転できる燃料を発電所内に貯蔵すること。
- その燃料貯蔵タンクは想定される最大の地震の揺れにも耐えられるものとすること。

＜申請の概要＞

- 非常用電源設備は、必要な容量の非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機含む）を3台設置し、3台のうち1台が故障しても安全を確保するために必要な電力を供給可能な設計とする。
- 燃料を貯蔵する設備（燃料貯蔵タンク）は、設計基準事故に対処するために必要な非常用ディーゼル発電機等（非常用ディーゼル発電機2台及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機1台）が7日間分以上の連続運転可能な容量を有する設計とする。
- 非常用電源設備は想定される最大の地震の揺れにも耐えられるように設計するとともに、自然災害等により同時に安全機能が損なわれないようにする。



非常用ディーゼル発電機　燃料移送系統の構成

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356272.pdf>

＜審査結果の概要＞

非常用電源設備は多重性を有し、外部からの支援がなくても7日間以上必要な電力を供給できるものと判断。

（２）重大事故等対処施設及び重大事故等対策に係る手順等

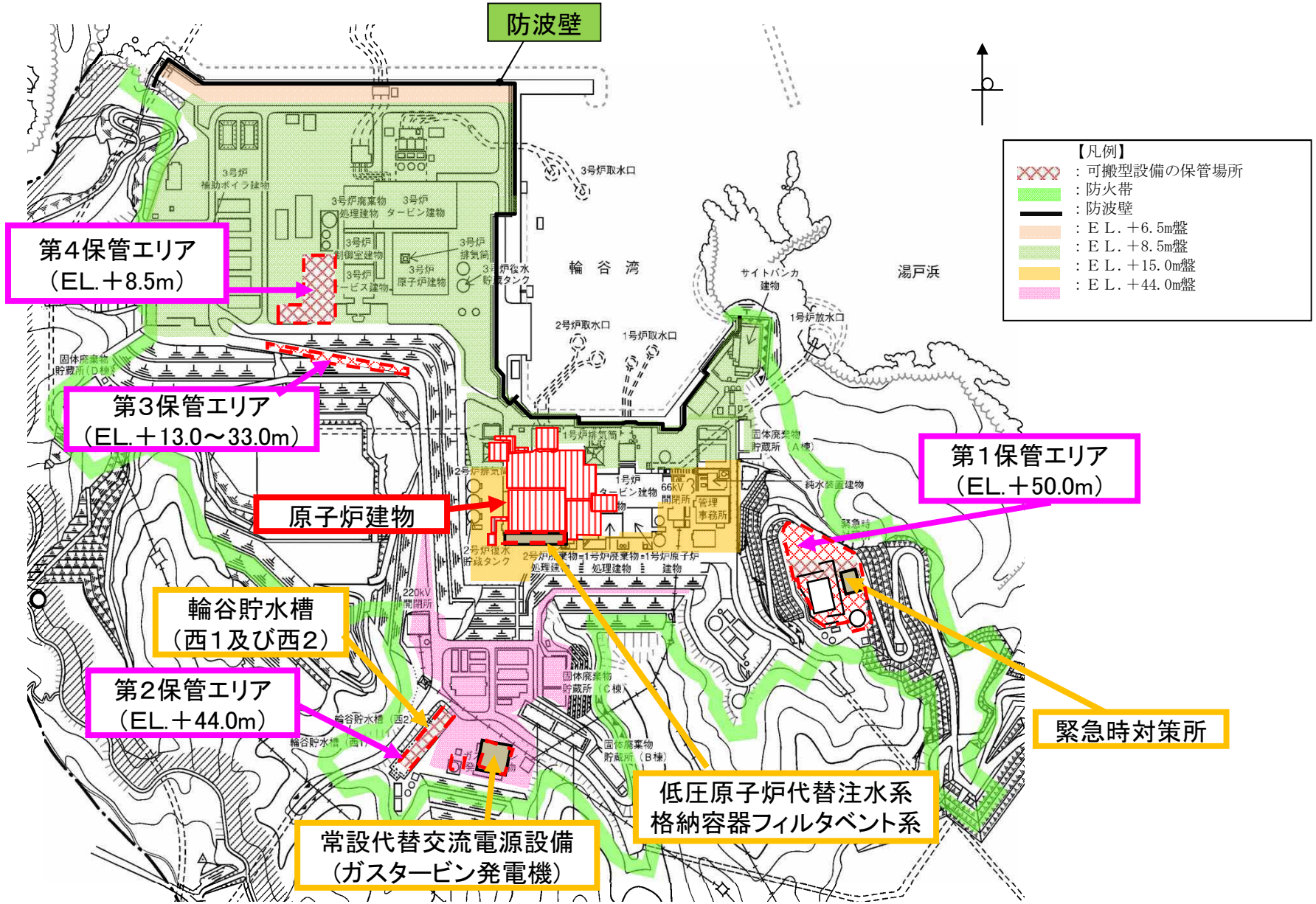
設備及び手順等（対策）

条項（※）	設備及び手順等	ページ
43条、1.0	共通事項（ハード対策） 共通事項（ソフト対策）	50 52
44条、1.1	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための対策	55
45条、1.2	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための対策	57
46条、1.3	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対策	59
47条、1.4	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための対策	61
48条、1.5	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対策	63
49条、1.6	原子炉格納容器内の冷却等のための対策	64
50条、1.7	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策	66
51条、1.8	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対策	76
52条、1.9	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対策	78
53条、1.10	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための対策	79

条項	設備及び手順等	ページ
54条、1.11	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための対策	80
55条、1.12	発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策	82
56条、1.13	重大事故等の収束に必要となる水の供給のための対策	83
57条、1.14	電源設備及び電源の確保のための対策	87
58条、1.15	事故時の計測に関する対策	89
59条、1.16	原子炉制御室	93
60条、1.17	監視測定を行うための対策	95
61条、1.18	緊急時対策所	98
62条、1.19	通信連絡を行うための対策	100
2.1	発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応	105

※上段は設置許可基準規則、下段は技術的能力審査基準を表す。
（以下各条項におけるスライドでのタイトルでは等を用いた（例：第44条等）表記とする。）

発電所敷地図



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）を基に作成 <https://www.nsr.go.jp/data/000356322.pdf>

第43条　共通事項（ハード対策）（1/2）

＜審査書案　P.326＞

◆　重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求

□　環境条件及び荷重条件、操作性、試験又は検査、切替えの容易性、他の設備に対する悪影響防止、現場の作業環境

◆　常設重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求

□　容量、共用の禁止、設計基準対処設備との多様性

◆　可搬型重大事故等対処設備全般に対して、共通事項として以下の項目を要求

□　容量、確実な接続、複数の接続口、現場の作業環境、保管場所、アクセスルートの確保、設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備との多様性

主な確認内容

（1）重大事故等対処設備

➢　環境条件及び荷重条件

・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、荷重及びその他の使用条件において、その機能が有効に発揮できるような設計とする。

➢　他の設備に対する悪影響防止

・発電用原子炉施設内の他の設備（設計基準対象施設及び当該重大事故等対処設備以外の重大事故等対処設備）に対して悪影響を及ぼさない設計とする。

（2）常設重大事故等対処設備

➢　設計基準事故対処設備との多様性

・設計基準事故対処設備等の安全機能と、環境条件、地震、その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

第43条　共通事項（ハード対策）（2/2）

＜審査書案　P.326＞

主な確認内容（続き）

（3）可搬型重大事故等対処設備

➢ 複数の接続口

・ 原子炉建物の外から水又は電力を供給する設備と常設設備との接続口は、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等の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、建物の異なる面等の隣接しない位置又は建物内及び建物面の適切に離隔した位置に複数箇所設置する。

➢ 保管場所

・ 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等及び常設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、原子炉建物等から100m以上の離隔距離を確保するとともに、可搬型重大事故等対処設備がその機能を代替する屋外の設計基準事故対処設備及び常設重大事故等対処設備からも100m以上の離隔距離を確保した上で、複数箇所に分散するなどして保管する。

➢ 設計基準事故対処設備及び常設重大事故防止設備と多様性

・ 設計基準事故対処設備等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、環境条件、地震、津波その他の自然現象、人為事象、溢水、火災及びサポート系の故障による共通要因によって同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、共通要因の特性を踏まえ、可能な限り多様性、独立性、位置的分散を考慮して適切な措置を講じた設計とする。

等

審査結果

重大事故等対処設備の設備共通の設計方針、常設重大事故等対処設備の設備共通の設計方針及び可搬型重大事故等対処設備の設備共通の設計方針について、第43条の解釈を踏まえた設計方針としていることを確認

共通事項（ソフト対策）（1/2）

<審査書案 P.309>

◆ 重大事故等に対処するために必要な手順等に関し共通の要求事項、全社的な体制の整備など重大事故等に対処するための基盤的な要求事項を満たす手順等を、保安規定等において規定する方針であることを要求

- □ 手順等に係る共通の要求事項（切替えの容易性、アクセスルートの確保）
- □ 復旧作業に係る要求事項（予備品等の確保、保管場所の確保、アクセスルートの確保）
- □ 支援に係る要求事項
- □ 手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

主な確認内容

（1）手順等に係る共通の要求事項

➢ 切替えの容易性
- ・重大事故等に対処するための系統構成を速やかに整えられるよう必要な手順等を整備
- ・確実に行えるよう訓練を実施

➢ アクセスルートの確保
- ・可搬型重大事故等対処設備の運搬、被害状況の把握のため、迂回路も考慮して複数のアクセスルートを確保
- ・障害物を除去可能なホイールローダ等の重機の保管、運転要員の確保

（2）復旧作業に係る要求事項

➢ 予備品等の確認
- ・必要な予備品、予備品への取替えのために必要な資機材等の確保

➢ 保管場所の確保
- ・地震による周辺斜面の崩落、津波による浸水等の影響を受けにくい場所に位置的分散を考慮し保管

➢ アクセスルートの確保（（1）と同じ方針）

ホイールローダ

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356370.pdf>

共通事項（ソフト対策）（2/2）

<審査書案 P.309>

主な確認内容（続き）

（3）支援に係る要求事項

・発電所内であらかじめ用意された重大事故等対処設備、燃料等により、事故発生後7日間は事故収束対応を維持
・他の事業者やプラントメーカ等の外部からの支援計画を策定
・事故発生後6日間までに支援を受けられる計画であること

（4）手順書の整備、訓練の実施及び体制の整備

➢ 手順書の整備
・全ての交流動力電源及び常設直流電源の喪失等の状態において、プラント状態の把握や適切な判断を行えるように、情報の種類及び入手方法の整理、判断基準の明確化
・海水の使用など、判断に迷う操作等の判断基準の明確化
・状態の監視及び事象進展の予測に係る手順書の明確化　等

➢ 訓練の実施
・重大事故等発生時のプラント挙動に関する知識の向上を図る教育及び訓練の実施
・高線量下、夜間、悪天候等を想定した訓練の実施　等

➢ 体制の整備
・役割分担及び責任者の明確化
・発電所内及び近傍に必要な要員を確保
・指揮命令系統の明確化　等

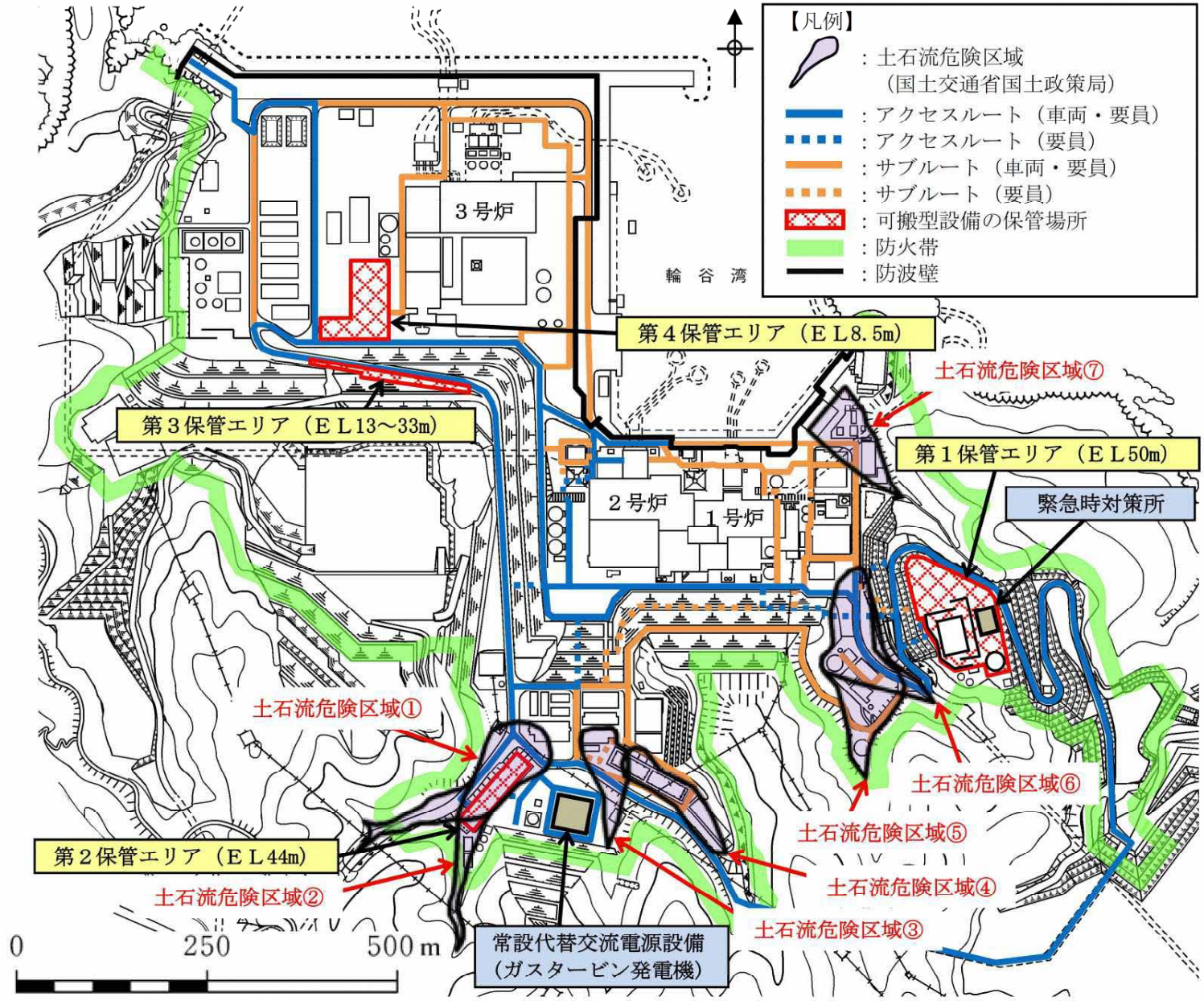
放射線防護具を着用した訓練（夜間）

審査結果

重大事故等に対処するために必要な手順等に関し、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等も含め、共通の要求事項を満たす手順等を保安規定等で規定する方針であることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356383.pdf>

共通事項（保管場所及びアクセスルート）



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356371.pdf>

第44条等　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための対策(1/2)

＜審査書案　P.331＞

◆ 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするため、以下の対策を要求

□ 手動及び自動による原子炉の緊急停止

□ 原子炉出力を抑制するため、自動及び手動により原子炉冷却材再循環ポンプを停止

□ 十分な反応度制御能力を有するほう酸水注入設備による原子炉圧力容器へのほう酸水注入

主な確認内容

- ATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)による原子炉の緊急停止
  - 手動又は自動により代替制御棒挿入回路(ARI)を作動させ、原子炉を緊急停止させることが可能
- ATWS緩和設備(代替原子炉再循環ポンプトリップ機能)による原子炉出力抑制
  - 手動又は自動により原子炉再循環ポンプをトリップさせ、炉心の著しい損傷を防止するために必要な原子炉出力降下をさせることが可能
- 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチによる自動減圧阻止
  - 自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチの手動操作により、自動減圧に伴う原子炉圧力容器への冷却材注水量の増加を阻止し、原子炉出力の急上昇を防止することが可能
- ほう酸水注入系による未臨界への移行
  - ほう酸水の注入により原子炉を未臨界状態に移行させることが可能

● 自主対策設備

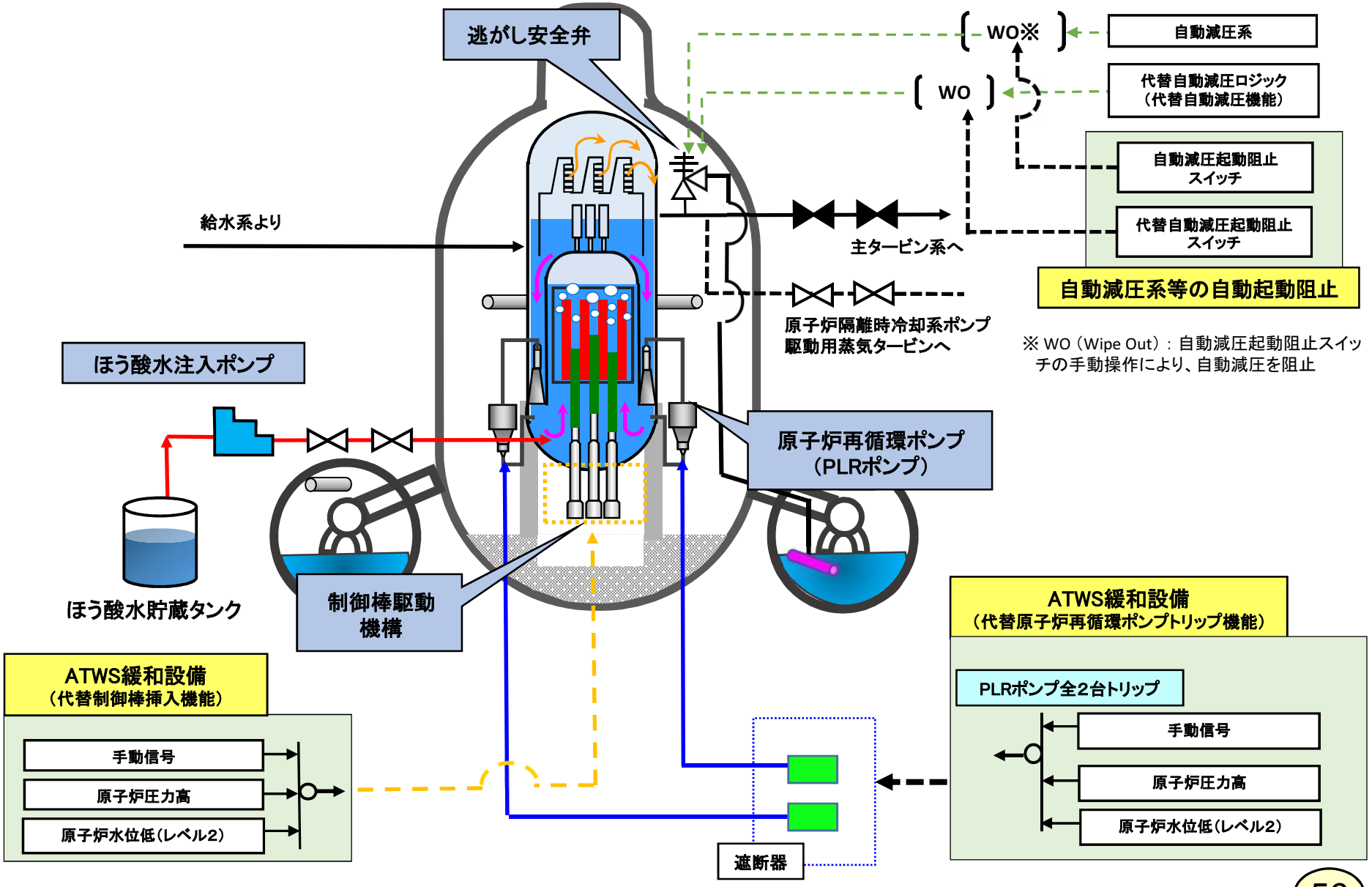
・原子炉手動スクラムPB、原子炉モードスイッチ、選択制御棒挿入機構、スクラムパイロット弁計装用配管・弁、スクラムテストスイッチ、原子炉保護系電源スイッチ、制御棒手動操作・監視系及び復水・給水系(電動機駆動給水ポンプ)

審査結果

緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための対策が適切に実施される方針であることを確認

第44条等　緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための対策(2/2)

＜審査書案　P.331＞



第45条等　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための対策（1/2）

＜審査書案　P.339＞

◆ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態で原子炉を冷却するため、以下の対策を要求

□ 全交流動力電源・常設直流電源系統の喪失時を想定し、以下の措置を行うこと
- 可搬型重大事故防止設備（バッテリ又は窒素ボンベ等）を用いた弁操作による原子炉隔離時冷却系の起動・運転（人力による措置が容易に行える場合を除く）
- 現場での人力での弁操作による原子炉隔離時冷却系の起動・運転

□ 高圧注水及び原子炉の冷却が可能な設備に電源を接続することによる復旧（手順等の整備）

□ ほう酸水注入系又は制御棒駆動機構等からの注水による重大事故等の進展抑制（手順等の整備）

主な確認内容

➢ 現場の作業環境（照明、環境温度等）を考慮し、防護具（酸素呼吸器及び耐熱服）を確実に装着することで、人力での弁操作による原子炉隔離時冷却系の起動・運転

➢ 高圧原子炉代替注水系の設置
- タービン駆動であり、人力での弁操作又は代替直流電源からの給電による弁操作で動作可能

➢ 可搬型代替直流電源設備（高圧発電機車）等による原子炉隔離時冷却系の復旧
- 代替電源設備を通じて、原子炉隔離時冷却系に給電が可能

➢ ほう酸水注入系による重大事故等の進展抑制
- 常設代替交流電源設備からの給電によりほう酸水を注入し、進展抑制が可能

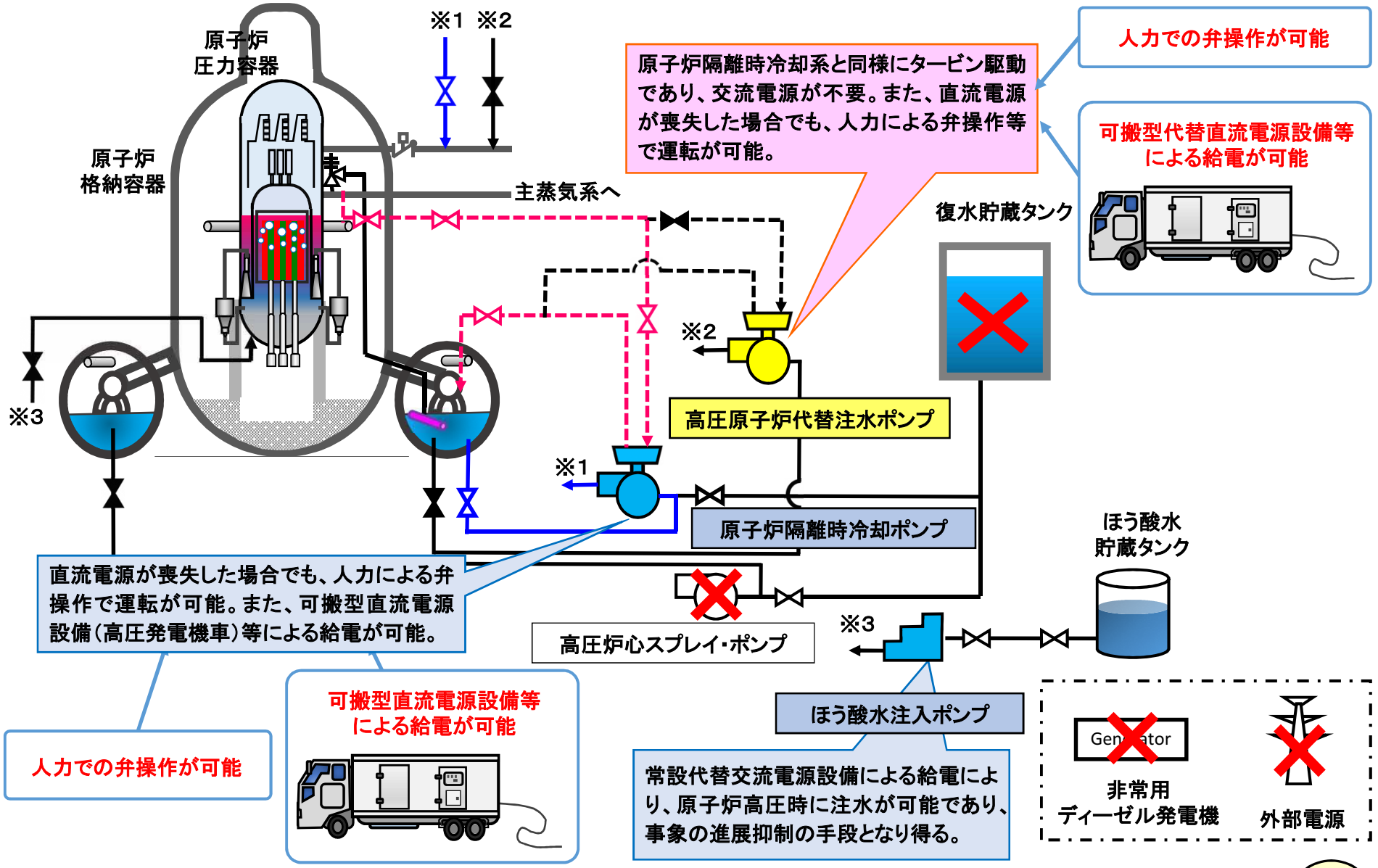
● 自主対策設備
- 制御棒駆動水圧系等による進展抑制

審査結果

高圧時に発電用原子炉を冷却するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第45条等　原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための対策（2/2）

<審査書案　P.339>



第46条等　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対策(1/2)

＜審査書案　P.347＞

◆ 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態で減圧を行うため、以下の対策を要求

□ 原子炉水位低下時に逃がし安全弁を作動させるための(代替)減圧自動化ロジックの追加

□ 常設直流電源系統の喪失時を想定し、以下の措置を行うこと
- 主蒸気逃がし安全弁を作動させるための手動設備又は代替直流電源設備の配備
- 主蒸気逃がし安全弁を作動させるための可搬型コンプレッサー又は窒素ボンベの配備

□ 常設直流電源喪失時に逃がし安全弁を作動させるための代替電源による復旧(手順等の整備)

主な確認内容

➢ 代替自動減圧ロジック(代替自動減圧機能)の追加
- 原子炉水位低かつ低圧炉心スプレイ・ポンプ又は残留熱除去ポンプが利用可能な状態で逃がし安全弁を作動させることが可能

➢ 可搬型代替直流電源設備、電源切替盤の配備
- 常設直流電源系統喪失時にも、可搬型代替直流電源設備、SRV用電源切替盤を通じて、駆動用電磁弁に給電が可能

➢ 主蒸気逃がし安全弁用蓄電池の配備
- 常設直流電源系統喪失時にも、補助盤室にて接続を行い、駆動用電磁弁に給電が可能

➢ 逃がし安全弁窒素ガス供給系の配備
- 逃がし安全弁駆動用の窒素ガスの供給圧力が低下した場合に窒素ガスの供給が可能

➢ 代替直流／交流電源による復旧

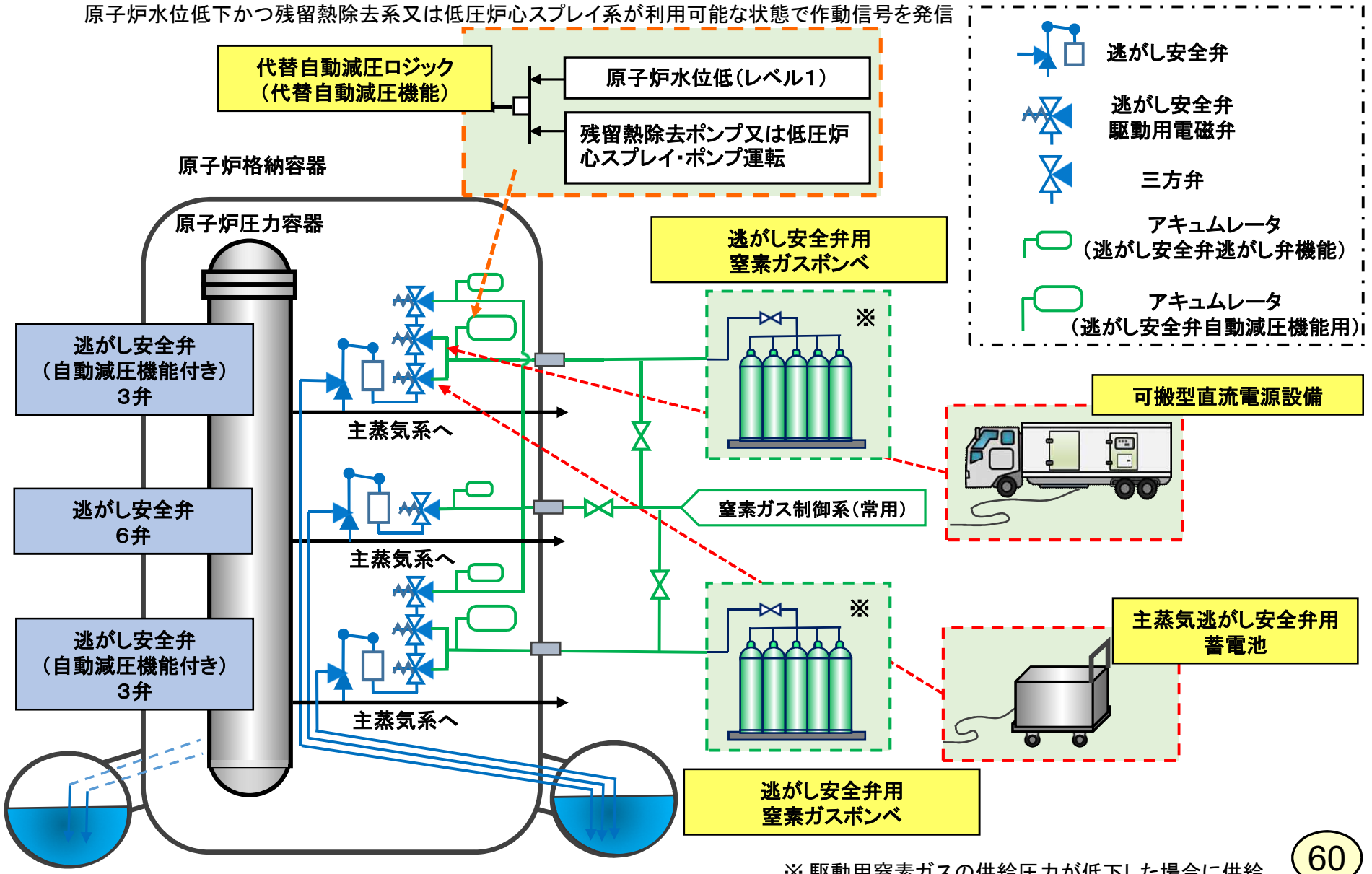
●自主対策設備
- タービン・バイパス弁及びタービン制御系による減圧
- 直流給電車等の接続、逃がし安全弁窒素ガス代替供給設備による逃がし安全弁の復旧

審査結果

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第46条等　原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための対策(2/2)

<審査書案　P.347>



※ 駆動用窒素ガスの供給圧力が低下した場合に供給

第47条等　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための対策（1/2）

＜審査書案　P.359＞

◆ 原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態で原子炉を冷却するため、以下の対策を要求

□ 可搬型重大事故防止設備の配備

□ 常設重大事故防止設備の設置（炉心損傷に至るまでの時間的余裕のない場合）

□ 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することによる起動及び運転継続（手順等の整備）

□ 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散が図られていること

主な確認内容

➢ 低圧原子炉代替注水系（可搬型）の配備（大量送水車）
- 大量送水車を用いた原子炉圧力容器への注水
- 水源は淡水（輪谷貯水槽（西１）及び輪谷貯水槽（西２））又は海水、駆動源はディーゼルエンジン

➢ 低圧原子炉代替注水系（常設）（低圧原子炉代替注水ポンプ）の設置
- 低圧原子炉代替注水ポンプを用いた原子炉圧力容器への注水
- 水源は低圧原子炉代替注水槽、駆動源は常設代替交流電源設備

➢ 常設代替交流電源設備による低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系の復旧

➢ 低圧原子炉代替注水系による原子炉圧力容器に残存する溶融炉心の冷却
- 低圧原子炉代替注水ポンプを使用、水源は低圧原子炉代替注水槽、電源は常設代替交流電源設備

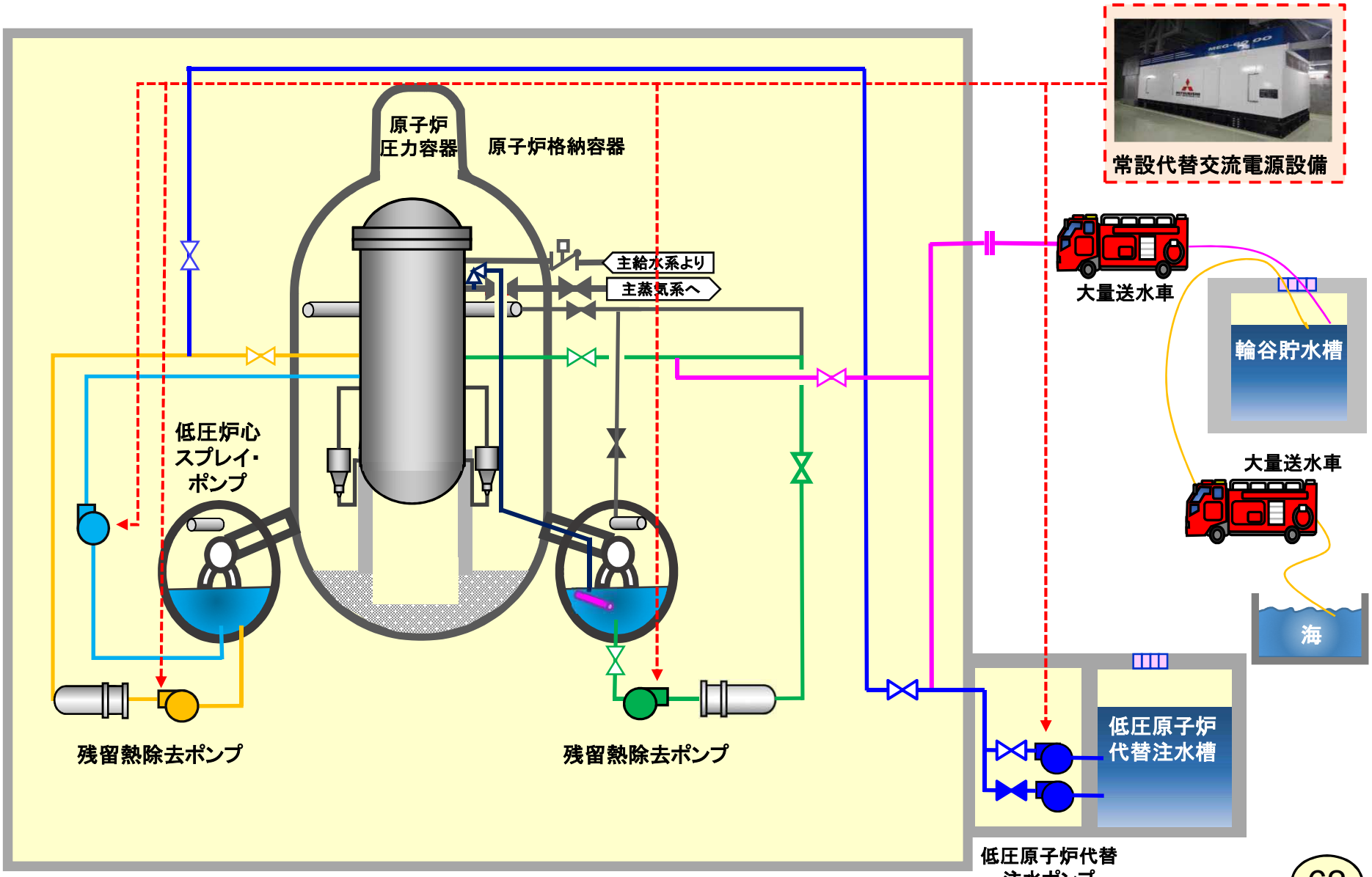
● 自主対策設備
- 復水輸送系、消火系による炉心注水
- 原子炉浄化系による原子炉除熱
- 復水輸送系、消火系による残存溶融炉心の冷却

審査結果

低圧時に発電用原子炉を冷却するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第47条等　原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための対策(2/2)

<審査書案　P.359>



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

第48条等　最終ヒートシンクへ熱を輸送するための対策

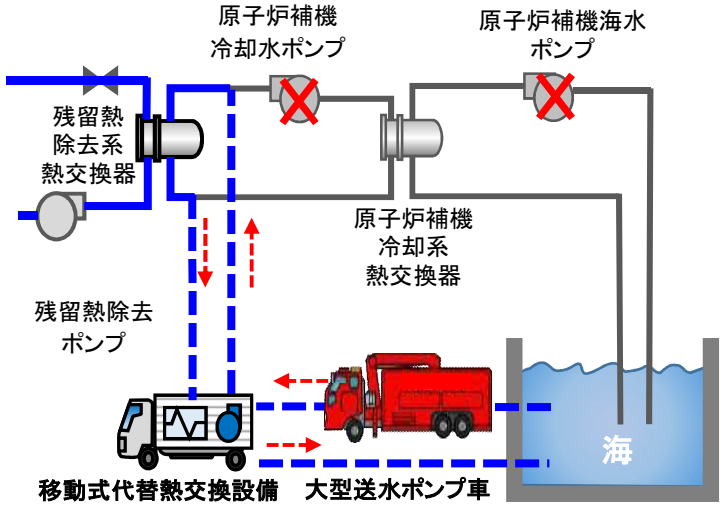
<審査書案　P.368>

◆ 設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合において、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損（炉心の著しい損傷が発生する前に生ずるものに限る。）を防止するために必要な対策を要求

主な確認内容

➢ 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための代替設備
　① 原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系の除熱
　② 格納容器フィルタベント系を用いた原子炉格納容器内の除熱

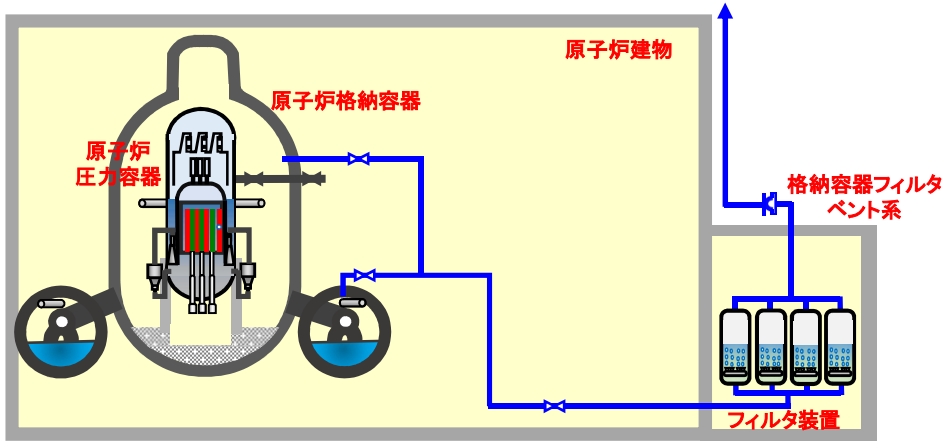
●自主対策設備
・大型送水ポンプ車による原子炉補機冷却系への海水注水
・残留熱代替除去系を用いた除熱
・耐圧強化ベントラインを用いた原子炉格納容器内の除熱



原子炉補機代替冷却系

審査結果

最終ヒートシンクへ熱を輸送する対策が適切に実施される方針であることを確認



格納容器フィルタベント系

第49条等　原子炉格納容器内の冷却等のための対策(1/2)

<審査書案　P.376>

◆ 設計基準事故対処設備が有する原子炉格納容器内の冷却機能が喪失した場合に、以下の対策を要求

□ 炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる設備※1の整備(格納容器スプレイ代替注水設備)

□ 原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度並びに放射性物質の濃度を低下させる設備※2の整備(格納容器スプレイ代替注水設備)

※1と※2の設備は同一であってもよい

主な確認内容

- ➢ 格納容器代替スプレイ系(常設)の整備
  - ・ 低圧原子炉代替注水ポンプを用いた格納容器スプレイ
    水源は低圧原子炉代替注水槽、電源は常設代替交流電源設備
- ➢ 格納容器代替スプレイ系(可搬型)の整備(格納容器スプレイ代替注水設備)
  - ・ 大量送水車を用いた格納容器スプレイ
    水源は淡水(輪谷貯水槽(西1)及び輪谷貯水槽(西2))又は海水、駆動源はディーゼルエンジン
- ➢ 常設代替交流電源設備による残留熱除去系の復旧
  - ・ 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることによる残留熱除去ポンプを用いた原子炉格納容器内の除熱及びサプレッション・プール水の除熱

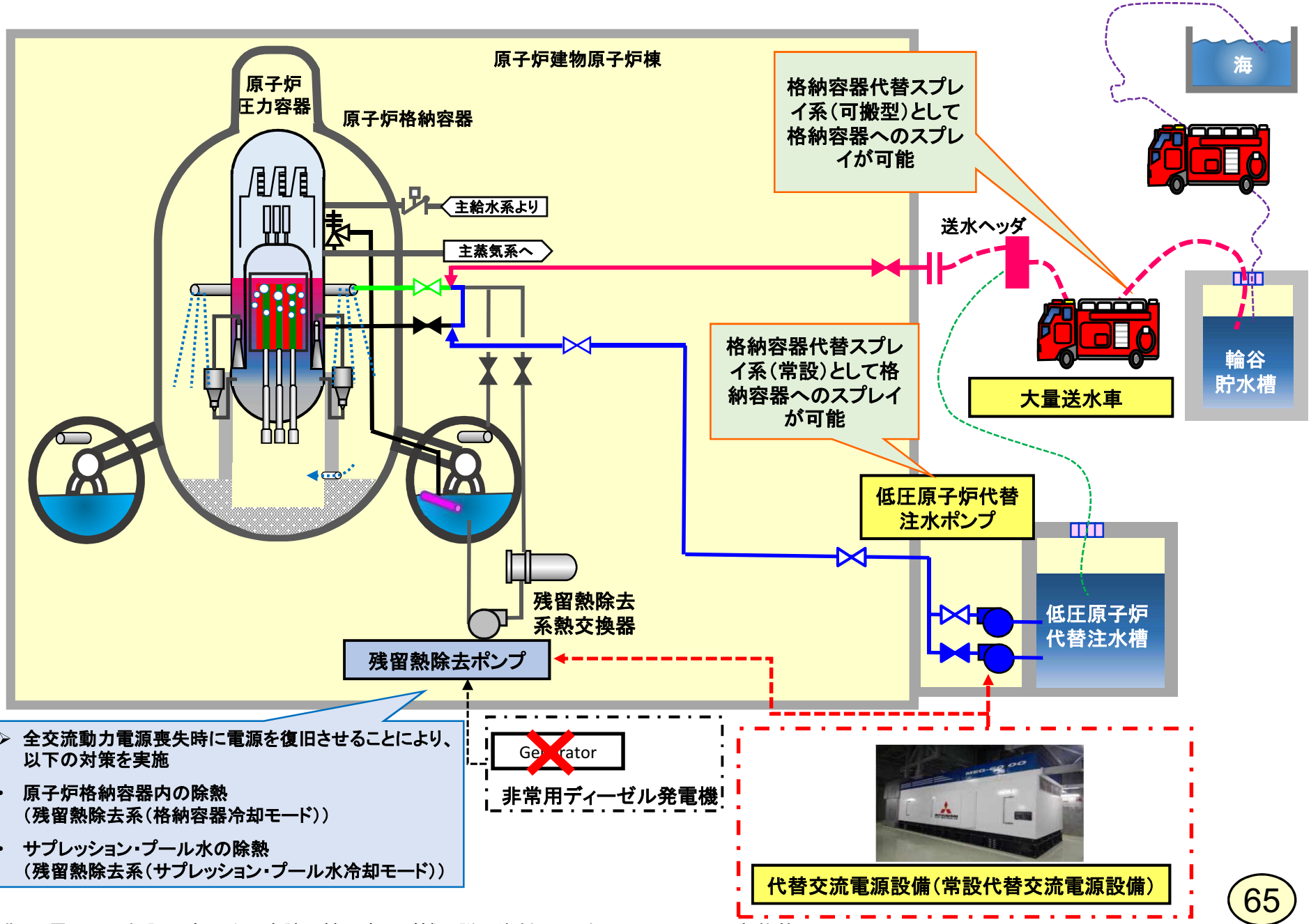
● 自主対策設備
- ・ 復水輸送系、消火系による格納容器スプレイ
- ・ ドライウェル冷却装置による原子炉格納容器内の除熱

審査結果

原子炉格納容器内の冷却等のための対策が適切に実施される方針であることを確認

第49条等　原子炉格納容器内の冷却等のための対策(2/2)

<審査書案　P.376>



- 全交流動力電源喪失時に電源を復旧させることにより、以下の対策を実施
- 原子炉格納容器内の除熱
  (残留熱除去系(格納容器冷却モード))
- サプレッション・プール水の除熱
  (残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード))

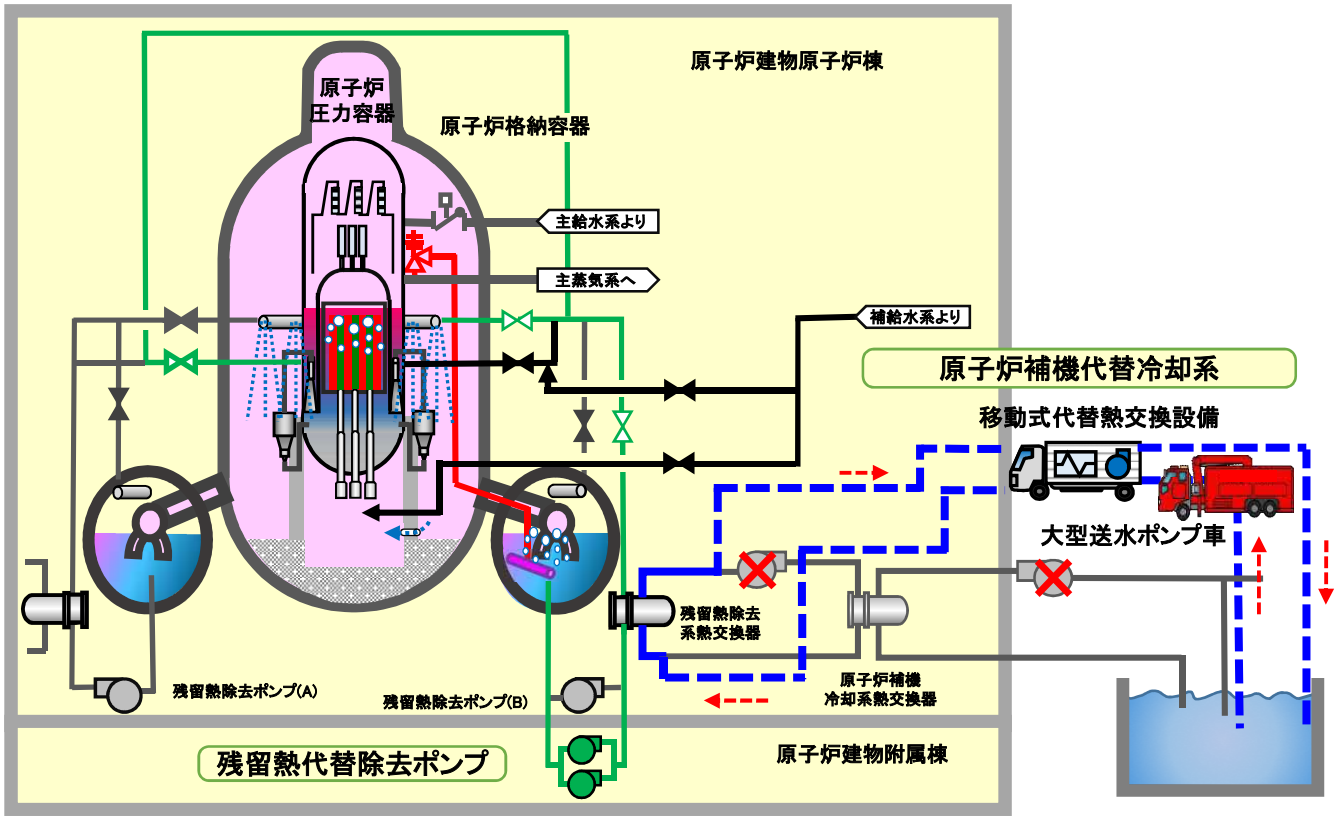
出典:発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

第50条等　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策（代替循環冷却）

＜審査書案　P.385＞

◆ 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に必要な対策を要求

申請者は、第50条等に適合する対策として、以下の残留熱代替除去系を用いた代替循環冷却を行うことで原子炉格納容器の過圧破損を防止することとした。



主な確認内容

- ○ 原子炉格納容器の雰囲気を除熱できる容量
- ○ 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設計（使用開始後に操作が必要な弁及びポンプは遠隔操作ができる設計）
- ○ 残留熱除去系ストレーナの閉塞に対応するため、逆洗操作が可能な設計
- ○ 残留熱代替除去系運転時、系統バウンダリから系統水の漏えいがないこと。

審査結果

原子炉格納容器の過圧破損を防止する対策が適切に実施される方針であることを確認

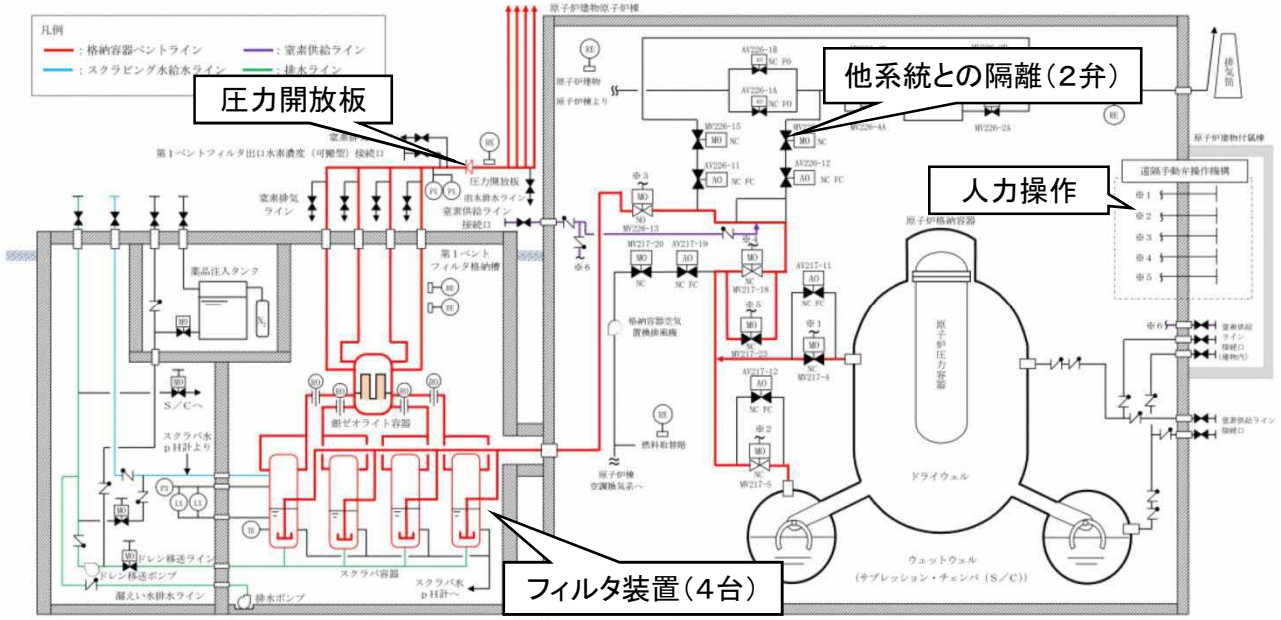
第50条等　原子炉格納容器の過圧破損を防止するための対策（格納容器フィルタベント系）

＜審査書案　P. 385＞

申請者は、第50条等に適合する対策として、以下の格納容器フィルタベント系を整備することとした。

主な確認内容

- 格納容器フィルタベント系は、専用の格納槽（地下埋設）に設置
- サブレッション・チェンバからのベントを基本とするが、ドライウェルからのベントの経路も設置することで、2つの排気経路を設置
- 原子炉建物付属棟内から遠隔手動弁操作機構を用いた人力操作を可能とする
- 他の系統と隔離する弁は、二重に設置
- 待機時は、系統内を窒素で不活性化
- 十分低い圧力で開放する圧力開放板を設置



格納容器フィルタベント系概要図

手順の優先順位

①サプレッション・チェンバ側
②ドライウェル側

審査結果

格納容器フィルタベント系が適切に整備される方針であることを確認

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
＜https://www.nsr.go.jp/data/000356382.pdf＞

第50条等　ベントラインのシステム構成

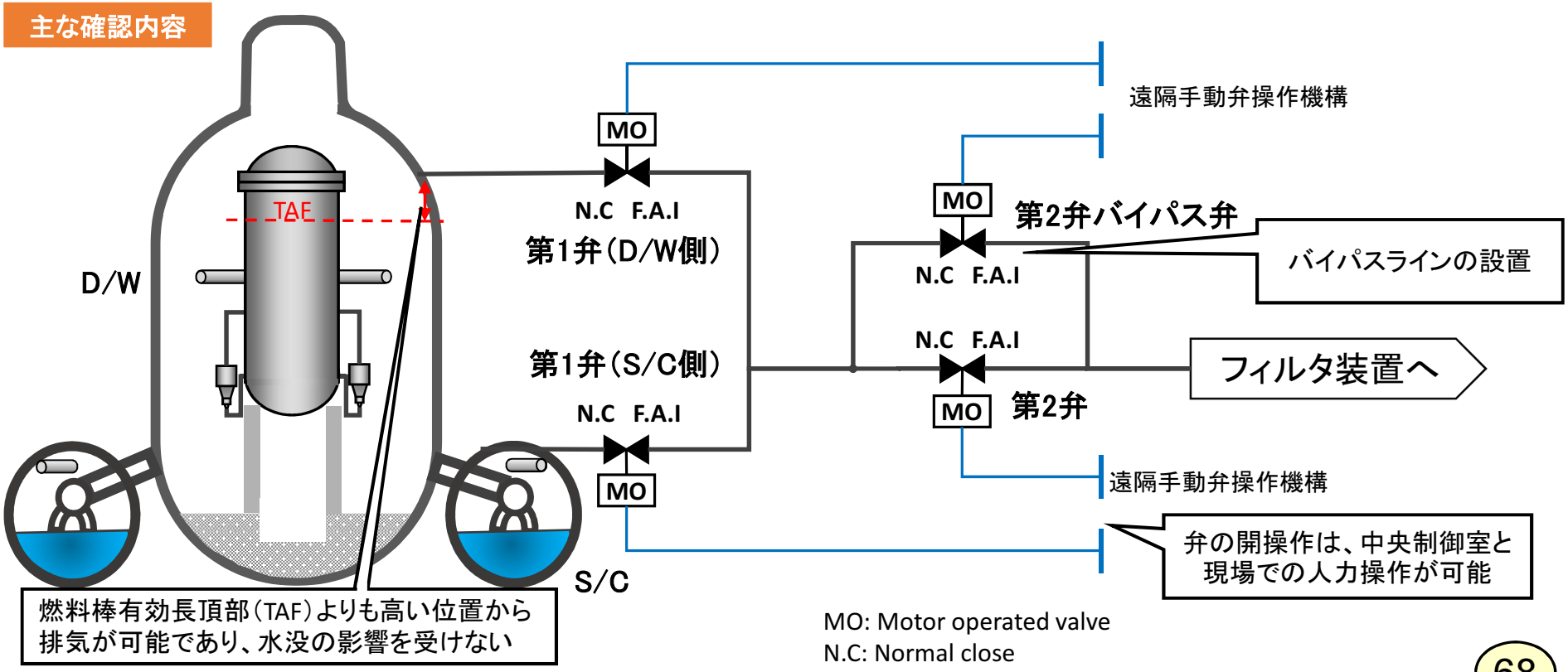
＜審査書案　P. 385＞

◆ ベントラインのシステム構成については、以下の対策を要求

□ 設計基準対象施設
- 原子炉格納容器の外側で閉じていないものにあっては、隔離弁を2弁設置

□ 重大事故等対処施設
- 開の信頼性確保（一つの弁の故障でベント失敗とならないような弁構成）
- 長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること

主な確認内容



MO: Motor operated valve
N.C: Normal close
F.A.I: Fail as is

第50条等　格納容器フィルタベント系の隔離弁の手動操作

＜審査書案　P. 385＞

◆ 格納容器フィルタベント系の隔離弁の人力操作については、以下の対策を要求

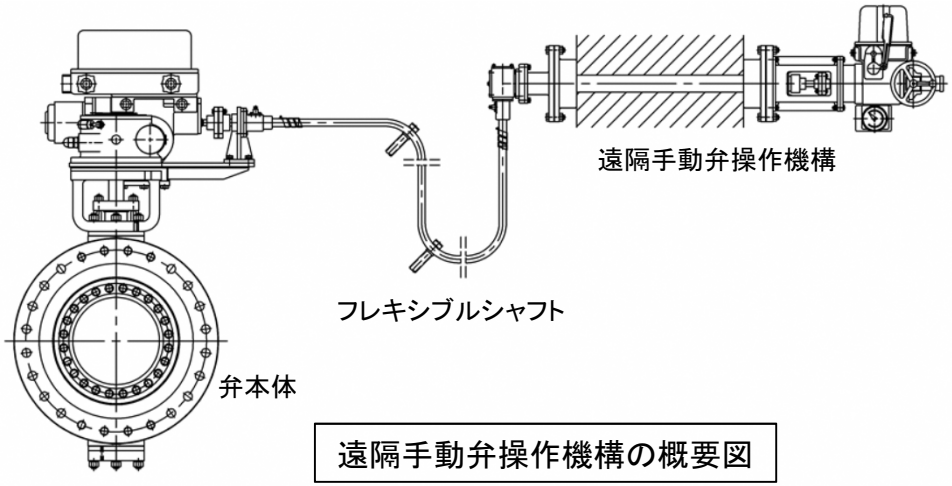
□ 格納容器フィルタベント系の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること

□ 炉心の著しい損傷時においても現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽の放射線防護対策がなされていること

主な確認内容

- 格納容器フィルタベント系を使用する際に開操作する隔離弁には、遠隔手動弁操作機構を設置。
- 遠隔手動弁操作機構による弁の全閉から全開操作は、モックアップ試験の結果に基づき計2名、約29分※で実施可能。

※フィルタ装置側隔離弁の操作時間。モックアップ試験結果のハンドル操作速度100回転／分より算出。



遠隔手動弁操作機構の概要図

モックアップ試験

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
＜https://www.nsr.go.jp/data/000356325.pdf＞

第50条等　格納容器フィルタベント系の他系統への悪影響防止

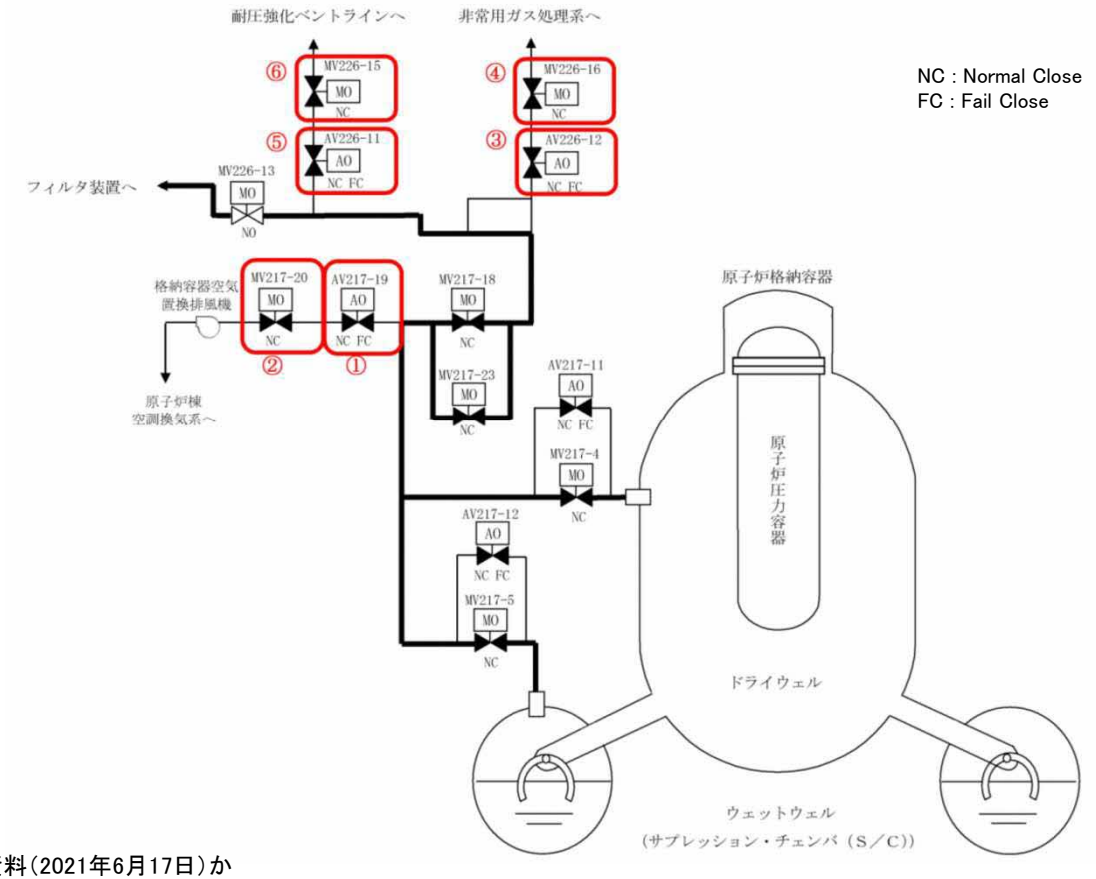
＜審査書案　P. 385＞

◆ 格納容器フィルタベント系の他系統への悪影響防止については、以下の対策を要求

□ 格納容器フィルタベント系の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力逃がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く

主な確認内容

- 他の系統・機器を隔離する弁は、直列で二重に設置。
- 他の系統・機器を隔離する弁は、駆動源が喪失した際のフェイルクローズ機能により確実な隔離ができること又は人力による手動操作が容易な電動駆動弁とする。
- 他の系統・機器を隔離する弁のパッキン類は、最高使用圧力2Pd、最高使用温度200℃を満足する仕様のものを使用する。



格納容器フィルタベント系に接続する系統の概要図

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356325.pdf＞

ベントの判断基準（手順）

<審査書案 P. 385>

- ベント準備の判断基準

  炉心損傷を判断し、残留熱除去系及び残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が640kPa[gage]に到達した場合又は原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が2.1vol%に到達した場合。

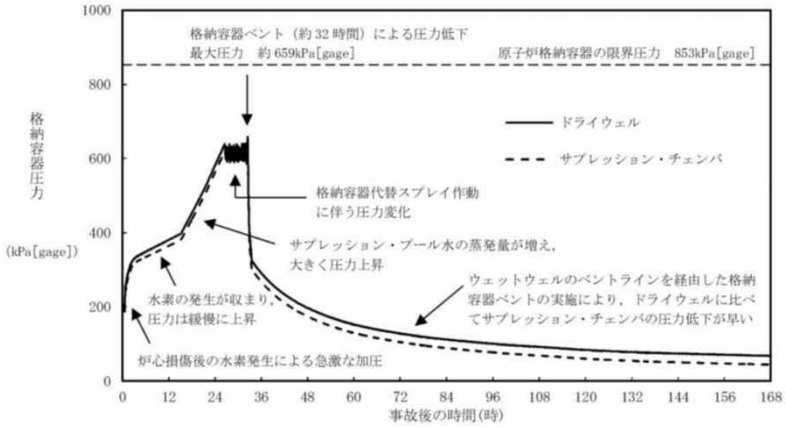
- ベント実施の判断基準

  外部水源により格納容器スプレイを継続している状態において、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m（※）に到達した場合又は原子炉建物原子炉棟内の水素濃度が2.5vol%に到達した場合。

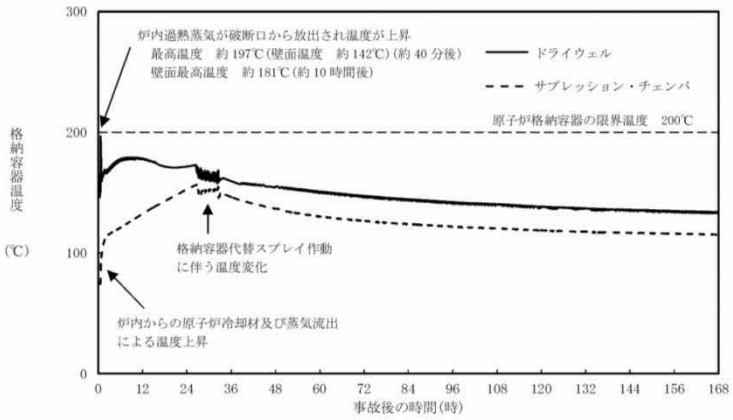
  ※サプレッション・チェンバの格納容器ベント排気ライン及び真空破壊装置の水没を防止するための水位

- ベント停止の判断基準

  残留熱除去系又は残留熱代替除去系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合であって、格納容器圧力・温度、水素・酸素濃度が既定値以下であることを確認した場合等を基本とし、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し適切に対応する。



格納容器圧力の推移



格納容器温度の推移

出典： 発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

第50条等　格納容器の負圧破損防止

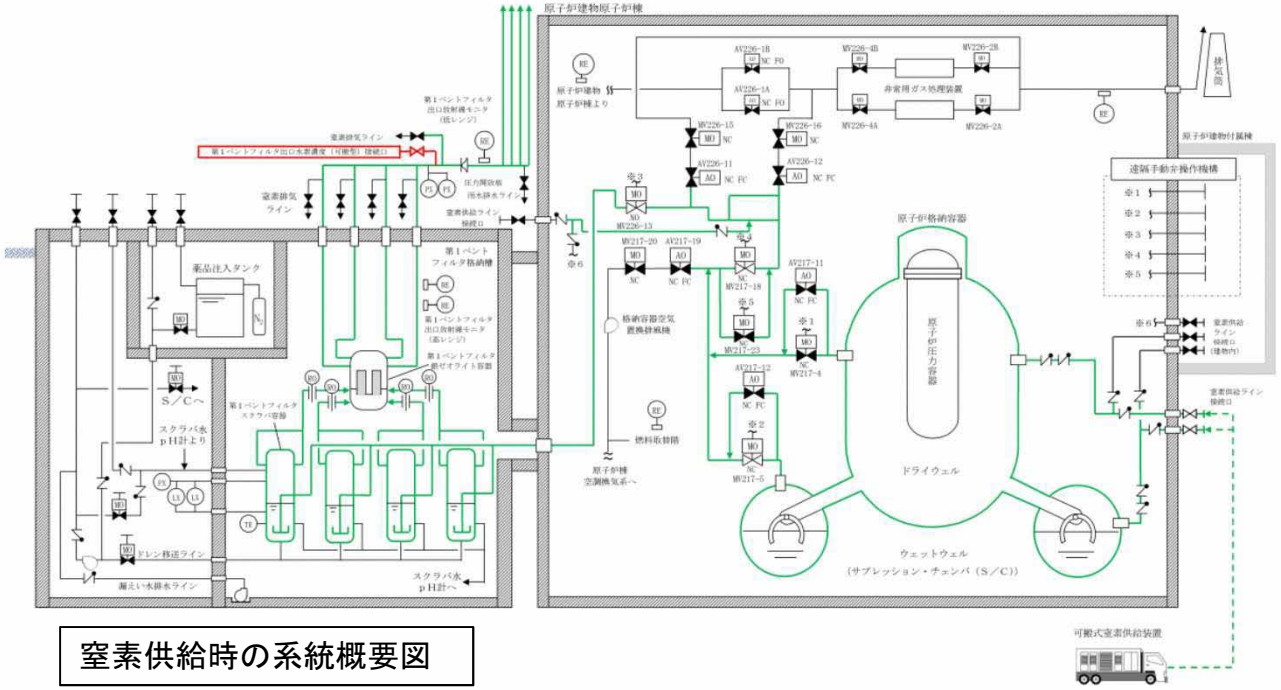
＜審査書案　P. 385＞

◆ 格納容器の負圧破損の防止については、以下の対策を要求

□ 格納容器フィルタベント系の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること

主な確認内容

- 原子炉格納容器内の圧力を監視し、規定の圧力（13.7kPa）まで減圧した場合は格納容器除熱を実施しない運用。
- 事象発生から7日間は原子炉格納容器への窒素ガスの供給をしなくても負圧破損に至る可能性はないものの、その後の安定状態において、サプレッション・プール水の温度が低下し、原子炉格納容器内で発生する水蒸気が減少した場合に使用する設備として可搬式窒素供給装置を用いて原子炉格納容器の負圧破損を防止（自主対策）。



窒素供給時の系統概要図

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356326.pdf＞

第50条等　放射性物質の低減

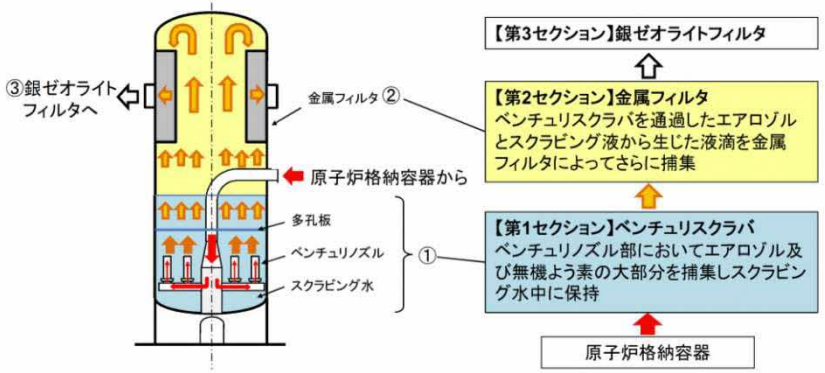
＜審査書案　P. 385＞

◆ 格納容器フィルタベント系からの放射性物質低減のため、以下の対策を要求

□ 格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであることを要求

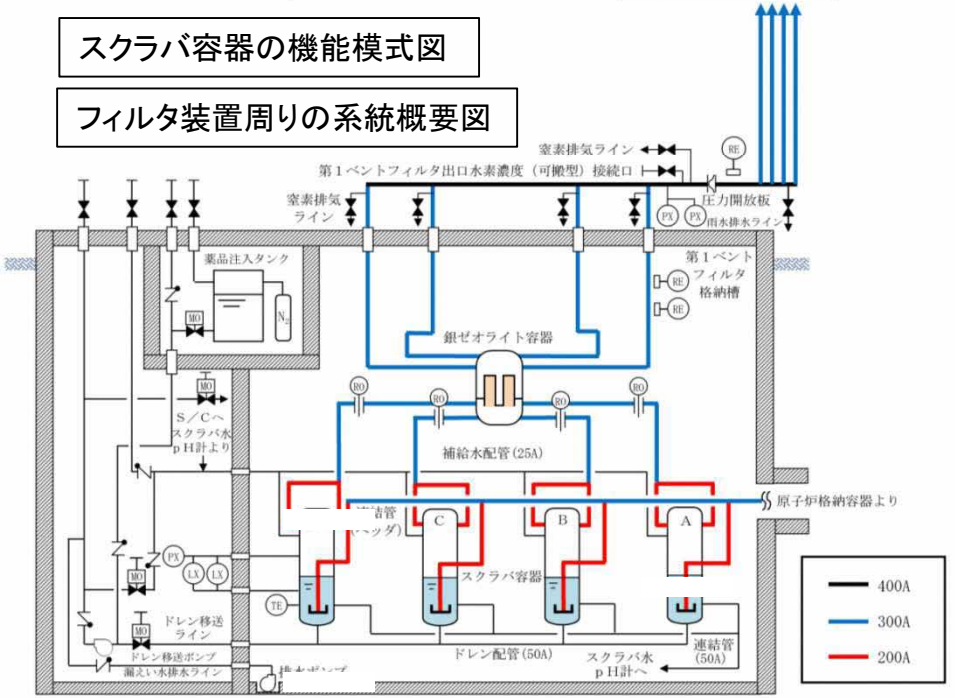
主な確認内容

- エアロゾル除去性能試験、ガス状放射性よう素の除去性能試験により除去性能を確認。
- 粒子状放射性物質に対して99.9%以上、無機よう素に対して99%以上、有機よう素に対して98%以上の除去効率を有する。



スクラバ容器の機能模式図

フィルタ装置周りの系統概要図



- フィルタ装置のうちスクラバ容器を4基構成にするにあたり、性能に影響を与えないよう、フィルタ装置のベントガス流量のばらつきを一定以内とする設計方針を確認。
  - **各フィルタ装置を同等の仕様**
  - **各フィルタ装置の気相部及び液相部を連結管で接続**
  - **オリフィス設置による各スクラバ容器まわりの配管圧損の差を均一化**
  - **薬剤補給ラインを各スクラバ容器ごとに設置**

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356326.pdf＞

第50条等　系統内の可燃性ガスに対する対策

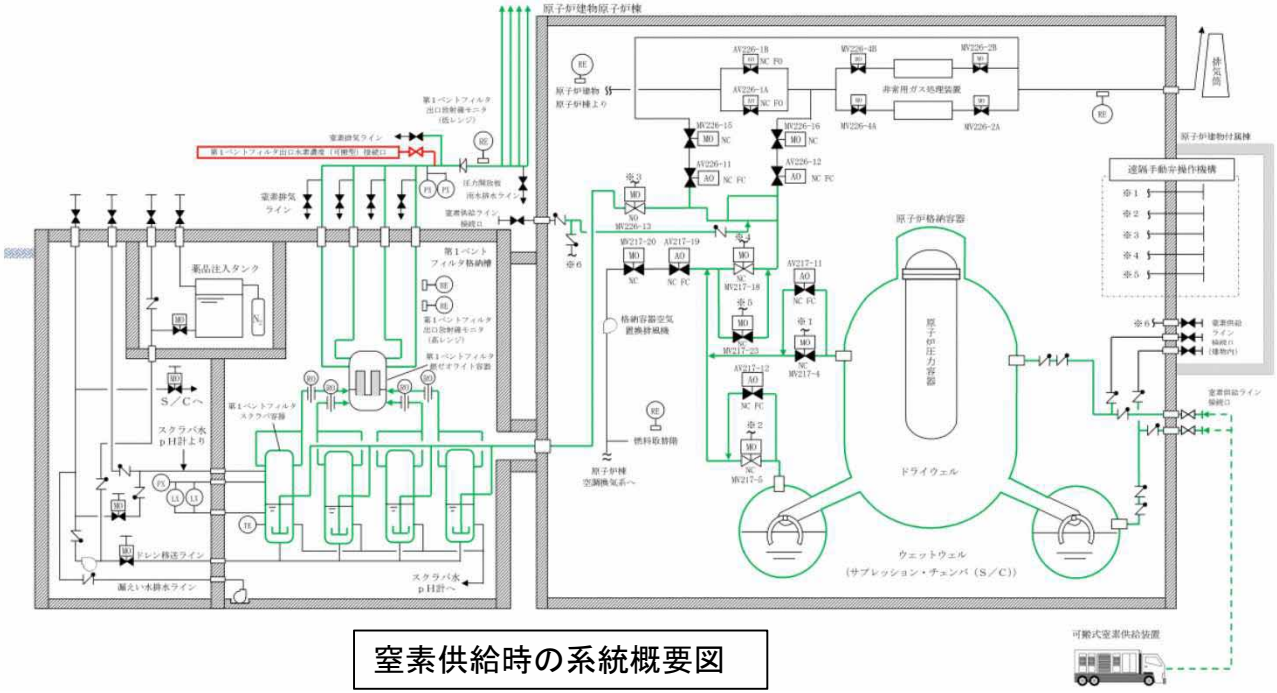
＜審査書案　P.385＞

◆ 格納容器フィルタベント系の可燃性ガスについて、以下の対策を要求

□ 可燃性ガスの爆発防止等の対策を講じられていること

主な確認内容

- 通常運転中（系統待機中）は、格納容器フィルタベント系内を窒素ガスにより置換
- 格納容器フィルタベント系使用時に可燃性ガスが滞留しないように必要な箇所にバイパスラインを設置
- 格納容器フィルタベント系使用後は、可搬式窒素供給装置を用いて窒素ガスにより系統内を置換



窒素供給時の系統概要図

可搬式窒素供給装置

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356343.pdf＞

第50条等　ラプチャーディスク（圧力開放板）

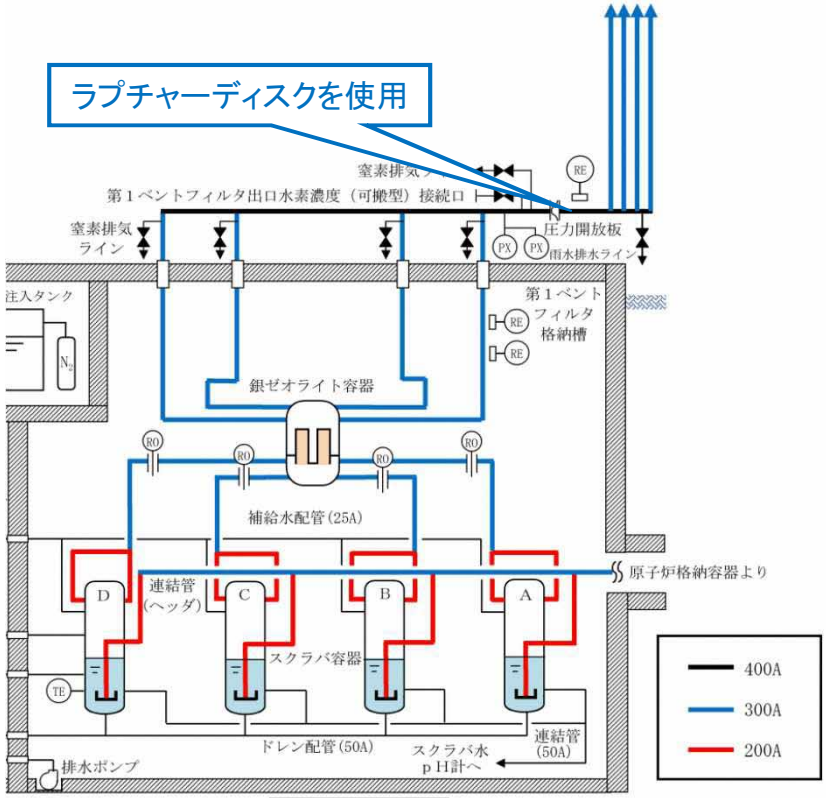
<審査書案　P. 385>

◆ 格納容器フィルタベント系にラプチャーディスクを使用する場合について、 以下の対策を要求

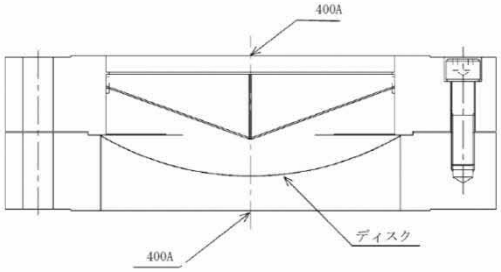
□ ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を設置すること。ただし、格納容器圧力逃がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合又はラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く

主な確認内容

- 格納容器フィルタベント系待機時の装置内の窒素充填のために、圧力開放版を設置。
- 開放設定圧力は、80kPa[gage]であり、格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならない。（格納容器の最高使用圧力427kPa[gage]、限界圧力853kPa[gage]）。
- 圧力開放板は、屋外（原子炉建物近傍）に設置し、想定される重大事故等時における環境条件を考慮し、その機能を有効に発揮できる設計とすることを確認。



系統概要図



圧力開放板構造図

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356326.pdf>

第51条等　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対策(1/2)

＜審査書案　P.395＞

◆ 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、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するため、以下の対策を要求

□ 原子炉格納容器下部注水設備の整備

□ 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の原子炉圧力容器への注水(手順等の整備)

主な確認内容

- ペデスタル代替注水系(常設)による原子炉格納容器下部への注水(スプレイ管を使用)。
- 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水。
- ペデスタル代替注水系(可搬型)による原子炉格納容器下部への注水。
- 低圧原子炉代替注水系(常設及び可搬型)、高圧原子炉代替注水系、ほう酸水注入系による原子炉圧力容器への注水。

※「原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための対策」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための対策」を参照

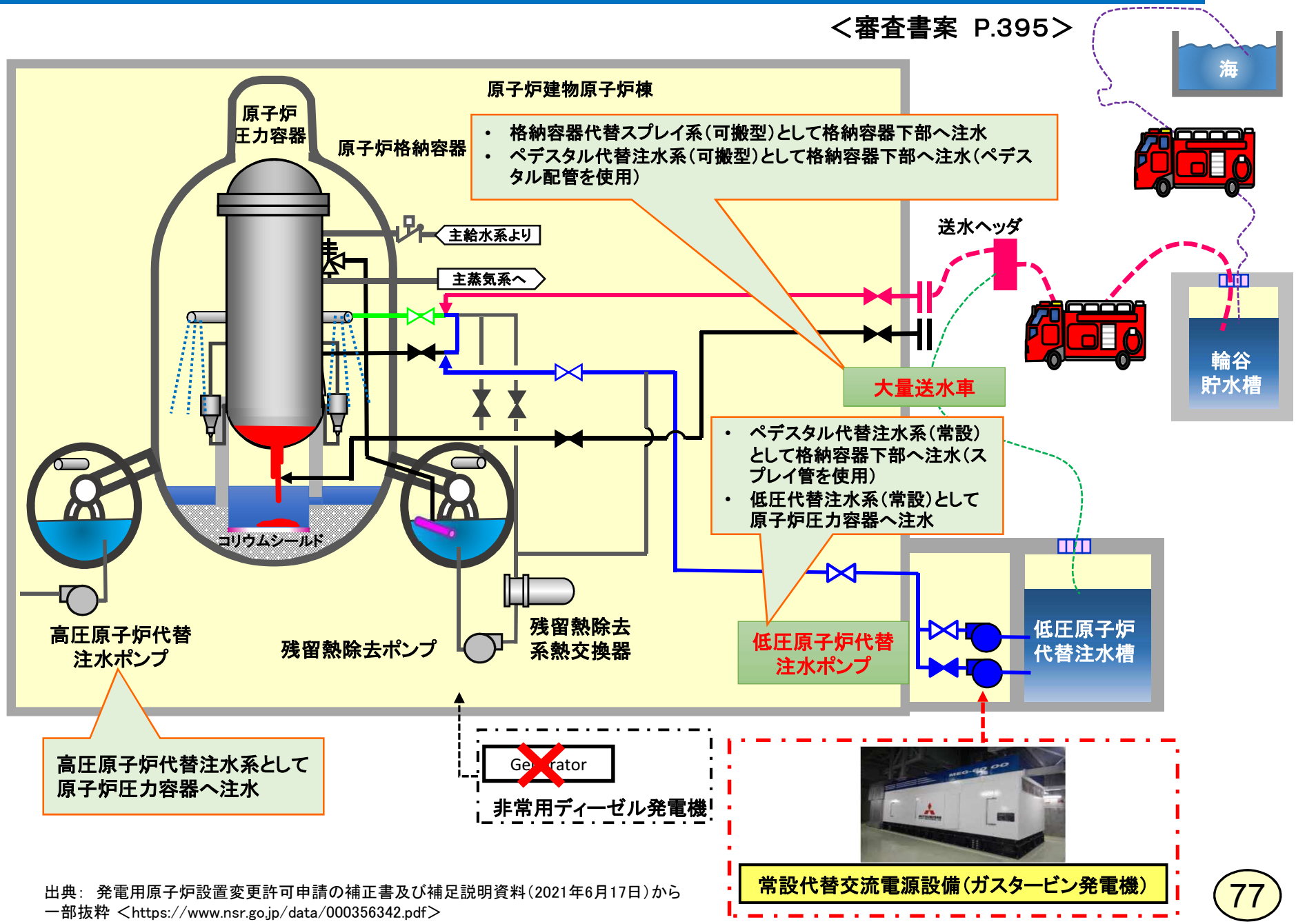
● 自主対策
復水輸送系、消火系による溶融炉心の冷却
制御棒駆動水圧系、復水輸送系、消火系による溶融炉心の落下の遅延又は防止

審査結果

原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第51条等　原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための対策(2/2)

＜審査書案　P.395＞



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf＞

第52条等　水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対策

＜審査書案　P.404＞

◆ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な以下の対策を要求

- □ 原子炉格納容器内の不活性化
- □ 水素ガスの排出経路での水素爆発防止、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置の設置
- □ 水素濃度の監視設備の設置

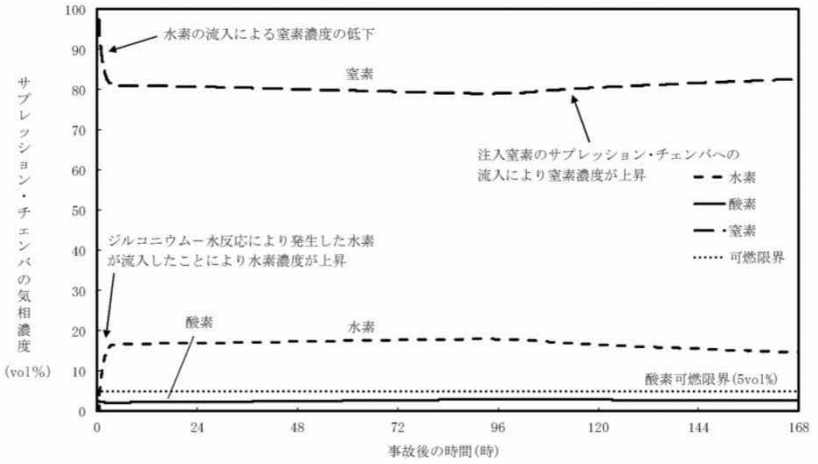
主な確認内容

- 可搬式窒素供給装置を用いた原子炉格納容器内の不活性化。なお、原子炉格納容器内は、通常運転中においては、窒素ガス制御系により不活性化した状態を維持。
- 格納容器フィルタベント系による水素及び酸素の排出（格納容器内の酸素濃度が4.4vol%（ドライ条件）かつ1.5vol%（ウェット条件）に到達した場合）。
- 水素濃度及び酸素濃度を測定できる監視設備。
  - 格納容器水素濃度計／酸素濃度計（SA）
  - 格納容器水素濃度計／酸素濃度計（B系）

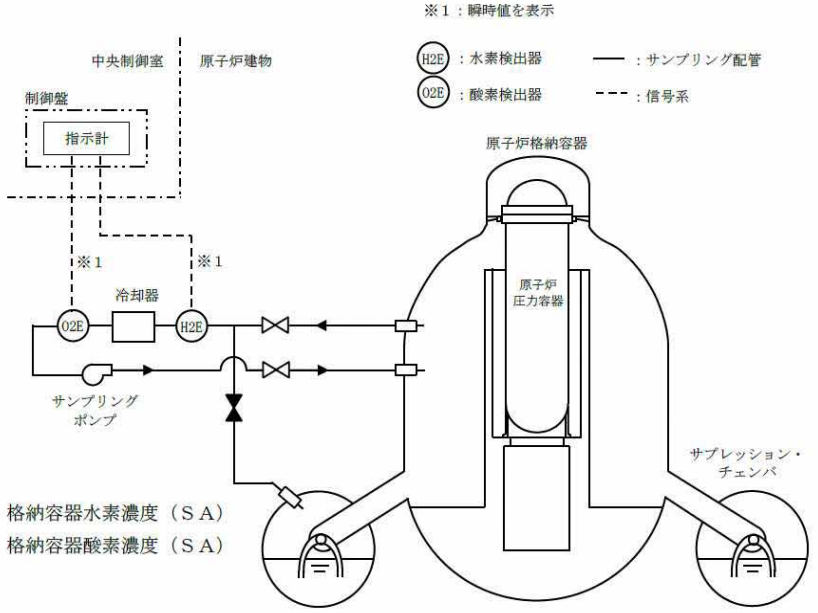
●自主対策設備
・可燃性ガス濃度制御系、格納容器水素濃度計／酸素濃度計（A系）

審査結果

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対策が適切に実施される方針であることを確認



残留熱代替除去系を使用した場合のサプレッション・チェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）



水素濃度及び酸素濃度の監視設備

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356327.pdf＞、＜https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf＞

第53条等　水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するための対策

<審査書案　P. 411>

◆ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止するため、以下の対策を要求

□ 水素濃度制御設備又は水素排出設備の設置
□ 水素濃度を推定できる監視設備の設置

主な確認内容

➢ 水素濃度制御設備。
- 静的触媒式水素処理装置を原子炉建物内に設置（静的触媒式水素処理装置　入口温度、出口温度（熱電対）を含む。）

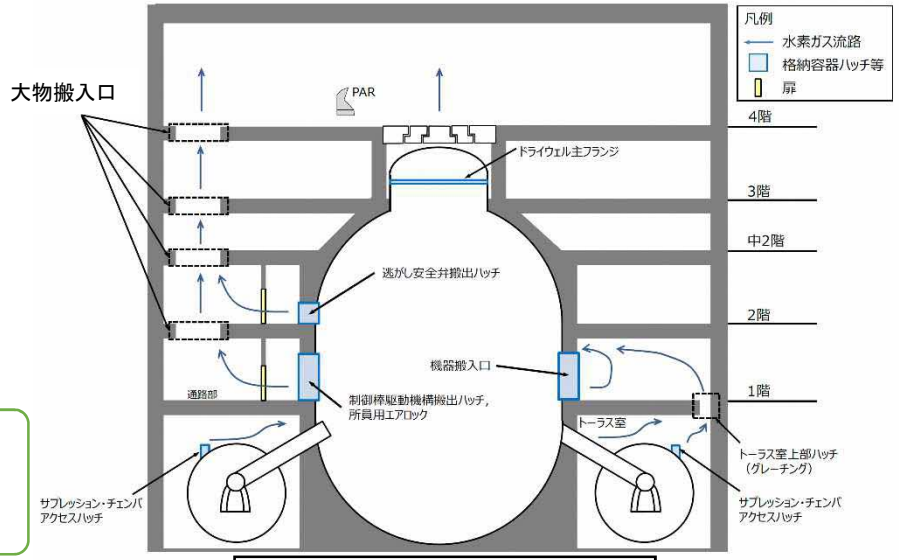
➢ 水素濃度を測定できる監視設備。
- 原子炉建物水素濃度計

➢ 原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に異常な漏えいが発生した場合には、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器から水素及び酸素を排出。

●自主対策設備
原子炉ウェル代替注水系
原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル

静的触媒式水素処理装置

大物搬入口外観（グレーチング）



水素ガスの流路（イメージ）

審査結果

水素爆発による原子炉建屋の損傷を防止する対策が適切に実施される方針であることを確認

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
＜https://www.nsr.go.jp/data/000356325.pdf＞

第54条等　燃料プールを冷却するための対策(1/2)

<審査書案　P.416>

◆ 燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は水の漏えい等により水位が低下した場合でも、燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、以下の対策を要求

□ 可搬型代替注水及びスプレイ設備の整備
□ 水位、水温を計測及び監視するための設備の整備

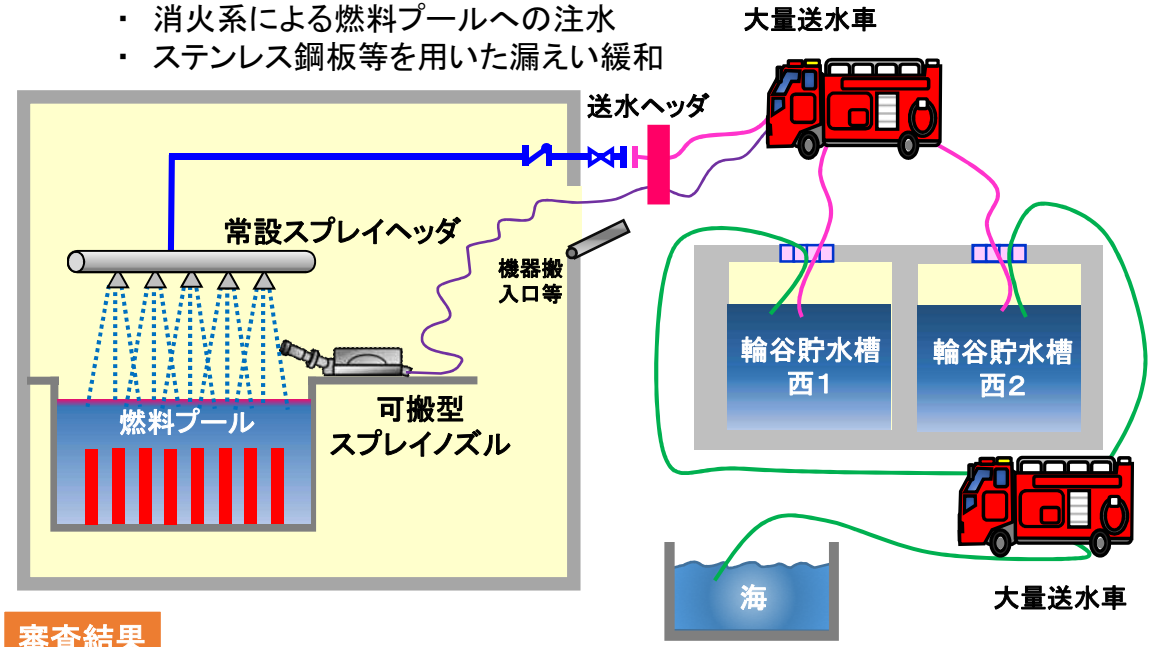
主な確認内容

- 燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)、燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)による燃料プールへの注水手順及びスプレイ手順の整備。
- 水位計、水温計、放射線モニタ、監視カメラの設置。

代替注水の優先順位

1. 燃料プールスプレイ系(常設スプレイヘッダ)による代替注水
2. 燃料プールスプレイ系(可搬型スプレイノズル)によるスプレイ

● 自主対策設備
- 消火系による燃料プールへの注水
- ステンレス鋼板等を用いた漏えい緩和



計装名	種類	測定範囲・環境条件
燃料プール水位・温度(SA)	熱電対	温度:0～150℃ 水位:-1,000～6,710mm (基準点は燃料ラック上端)
燃料プール水位(SA)	ガイドパルス式水位検出器	水位:-4.30～7.30m (基準点は燃料ラック上端)
燃料プールエリア放射線モニタ(高レンジ・低レンジ)(SA)	電離箱	高レンジ:10^{1}～10^{8}mSv/h 低レンジ:10^{-3}～10^{4}mSv/h
燃料プール監視カメラ(SA)(燃料プール監視カメラ用冷却設備を含む。)	赤外線カメラ	想定される温度、湿度、放射線条件下に耐えられること

審査結果

燃料プールの燃料損傷を防止する対策が適切に実施される方針であることを確認

第54条等　燃料プールを冷却するための対策(2/2)

＜審査書案　P.416＞

◆ 重大事故等発生時に燃料プールで発生した水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を与えないようにするため、以下の対策を要求

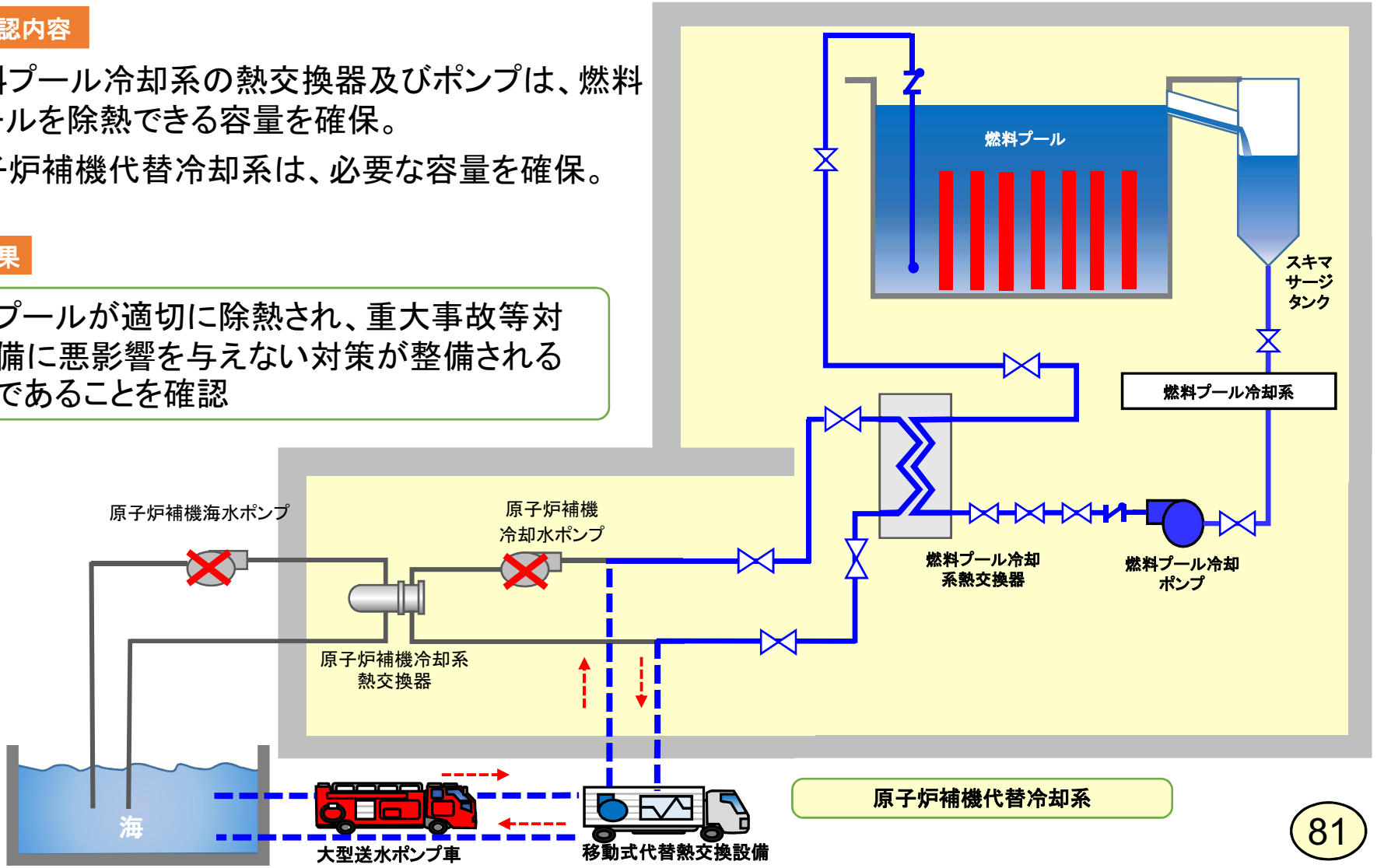
□ 燃料プール冷却系による使用済燃料の除熱

主な確認内容

- 燃料プール冷却系の熱交換器及びポンプは、燃料プールを除熱できる容量を確保。
- 原子炉補機代替冷却系は、必要な容量を確保。

審査結果

燃料プールが適切に除熱され、重大事故等対処設備に悪影響を与えない対策が整備される方針であることを確認



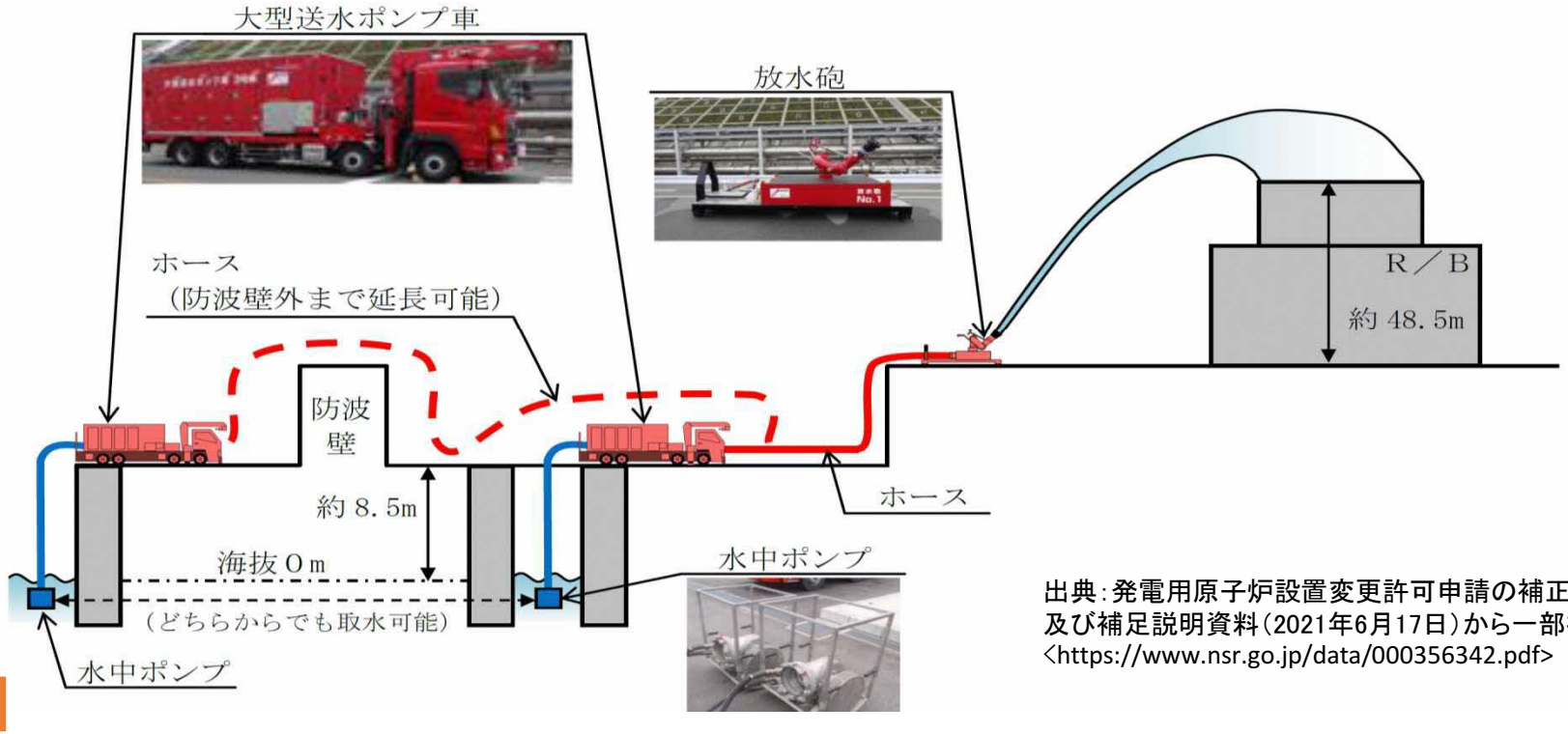
第55条等　発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための対策 <審査書案 P.425>

◆ 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するため、以下の対策を要求

□ 原子炉建屋に放水し、大気への放射性物質の拡散の抑制
□ 海洋への放射性物質の拡散の抑制

主な確認内容

- 大型送水ポンプ車、放水砲等により原子炉建物へ放水する設備及び手順の整備。
- 海洋への拡散抑制設備（放射性物質吸着材及びシルトフェンス）を設置する設備及び手順の整備。



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

審査結果

大型送水ポンプ車及び放水砲の放水設備により敷地外への放射性物質の拡散を抑える対策及び海洋への拡散防止対策が適切に実施される方針であることを確認

第56条等　重大事故等の収束に必要となる水の供給のための対策(1/2)

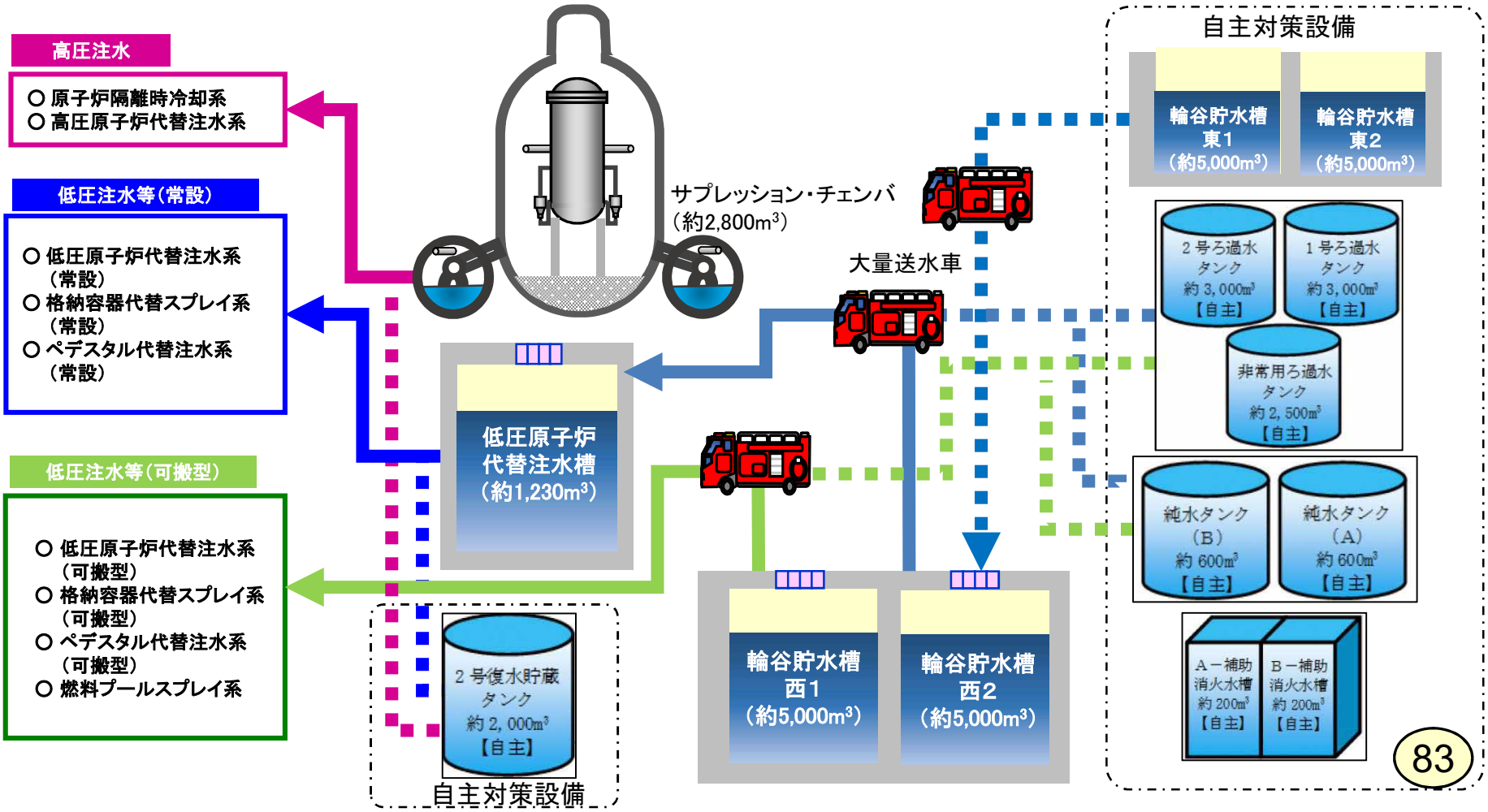
◆ 重大事故等の収束に必要となる水の供給のため、以下の対策を要求

□ 設計基準事故の収束に必要な水源とは別に、重大事故等の収束に必要となる水源の確保
□ 十分な量の水を供給するために必要な設備及び手順の整備

主な確認内容

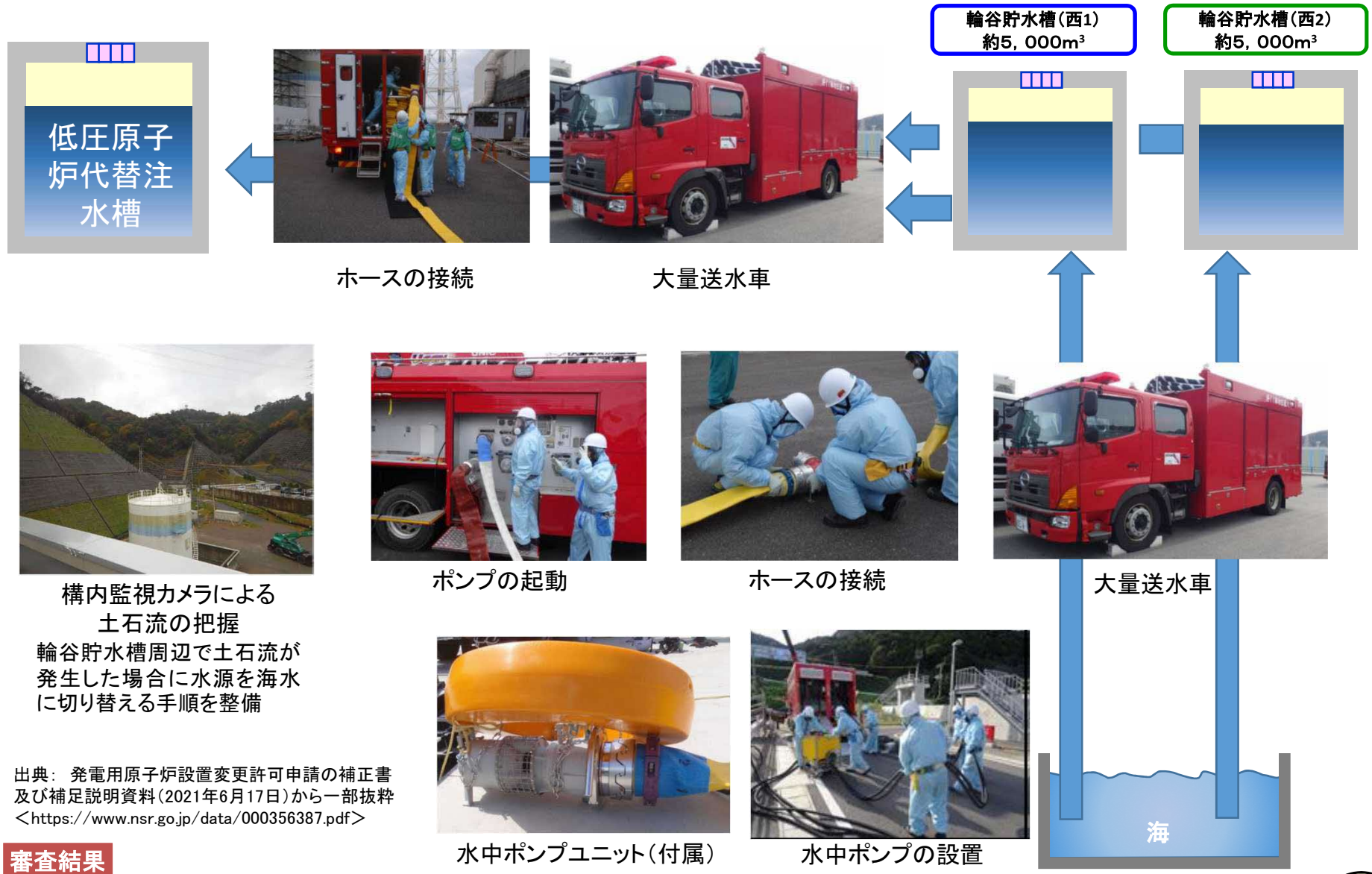
- 水源(サプレッション・チェンバ、低圧原子炉代替注水槽、輪谷貯水槽(西)及び海)の確保。
- 大量送水車による水の供給手順の整備。

＜審査書案　P.430＞



第56条等　重大事故等の収束に必要となる水の供給のための対策(2/2)

＜審査書案　P.430＞



出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋
＜https://www.nsr.go.jp/data/000356387.pdf＞

審査結果

重大事故等の収束に必要となる水の供給のための対策が適切に実施される方針であることを確認

第57条等　電源設備及び電源の確保のための対策(1/4)

<審査書案　P.439>

◆ 重大事故等が発生した場合において、必要な電力を供給するための対策を要求

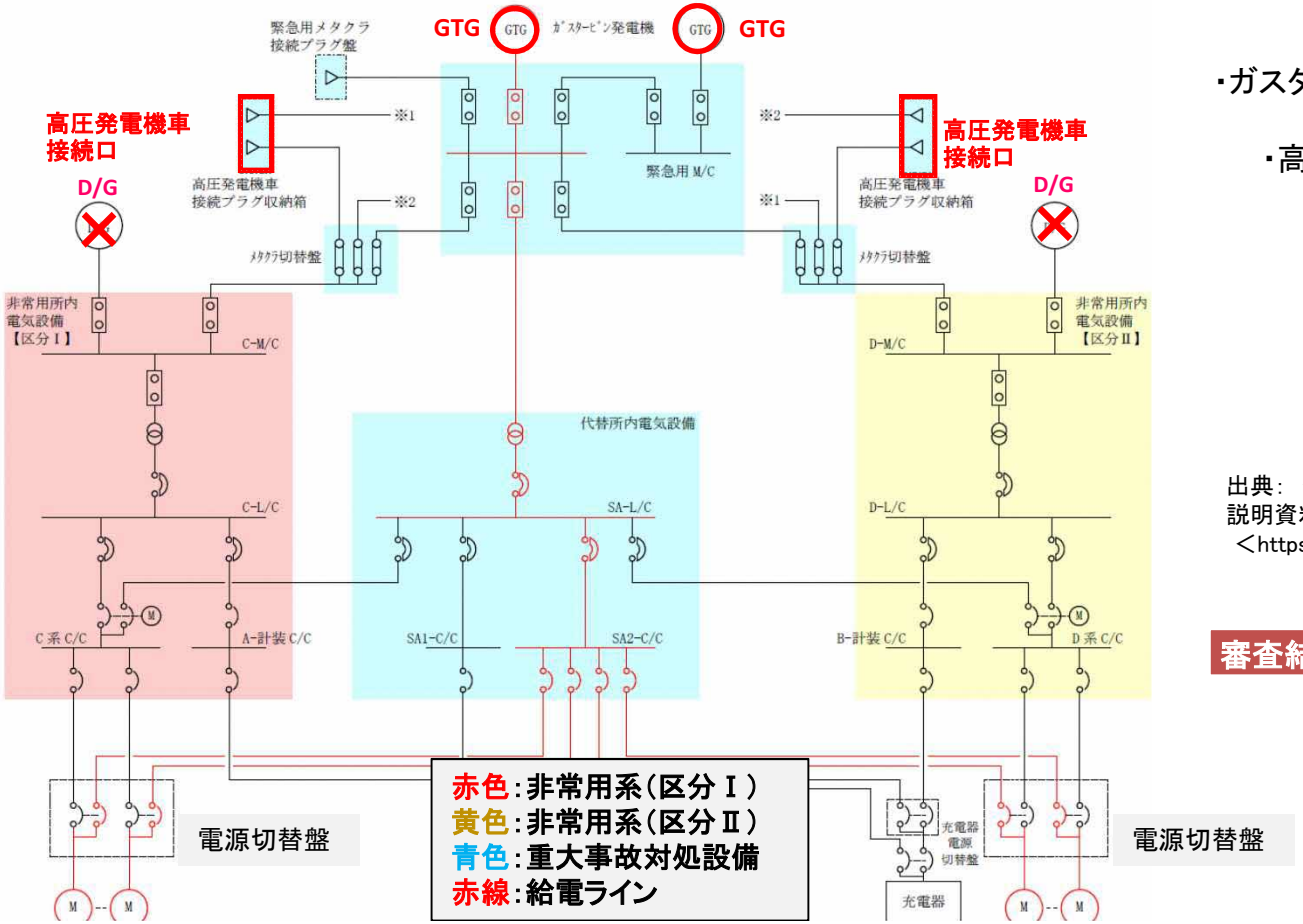
主な確認内容

- 常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び電源供給手順の整備。
- 所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型直流電源設備及び電源供給手順の整備。

電源確保手順(交流)

①常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)

②可搬型代替交流電源設備(高圧発電機車)



・ガスタービン発電機:6,000kVA/台(1台(予備1台))

・高圧発電機車:500kVA/台(6台(予備1台))

出典:　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

審査結果

重大事故等が発生した場合において、必要な電力を供給するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第57条等　電源設備及び電源の確保のための対策(2/4)

<審査書案　P.439>

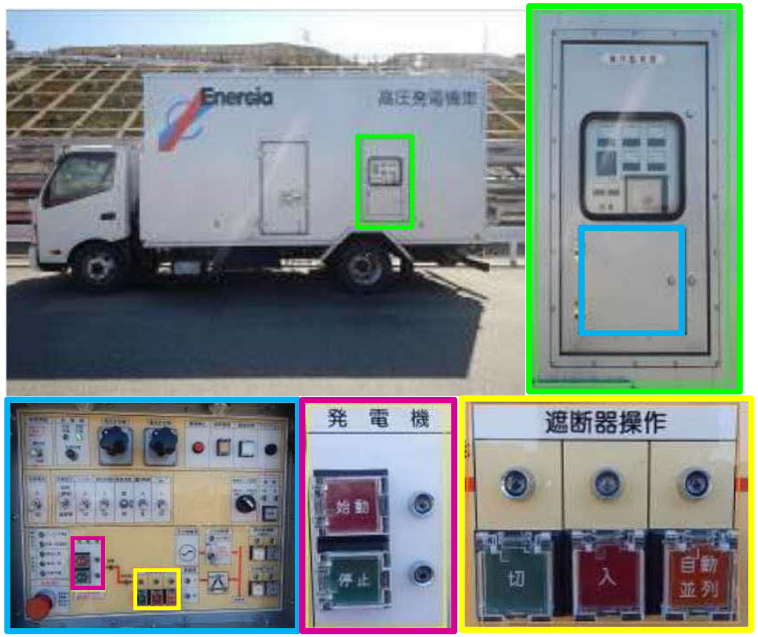
①常設代替交流電源設備（ガスタービン発電機）

ガスタービン発電機

②可搬型代替交流電源設備（高圧発電機車）

建物寄り付き

保管場所



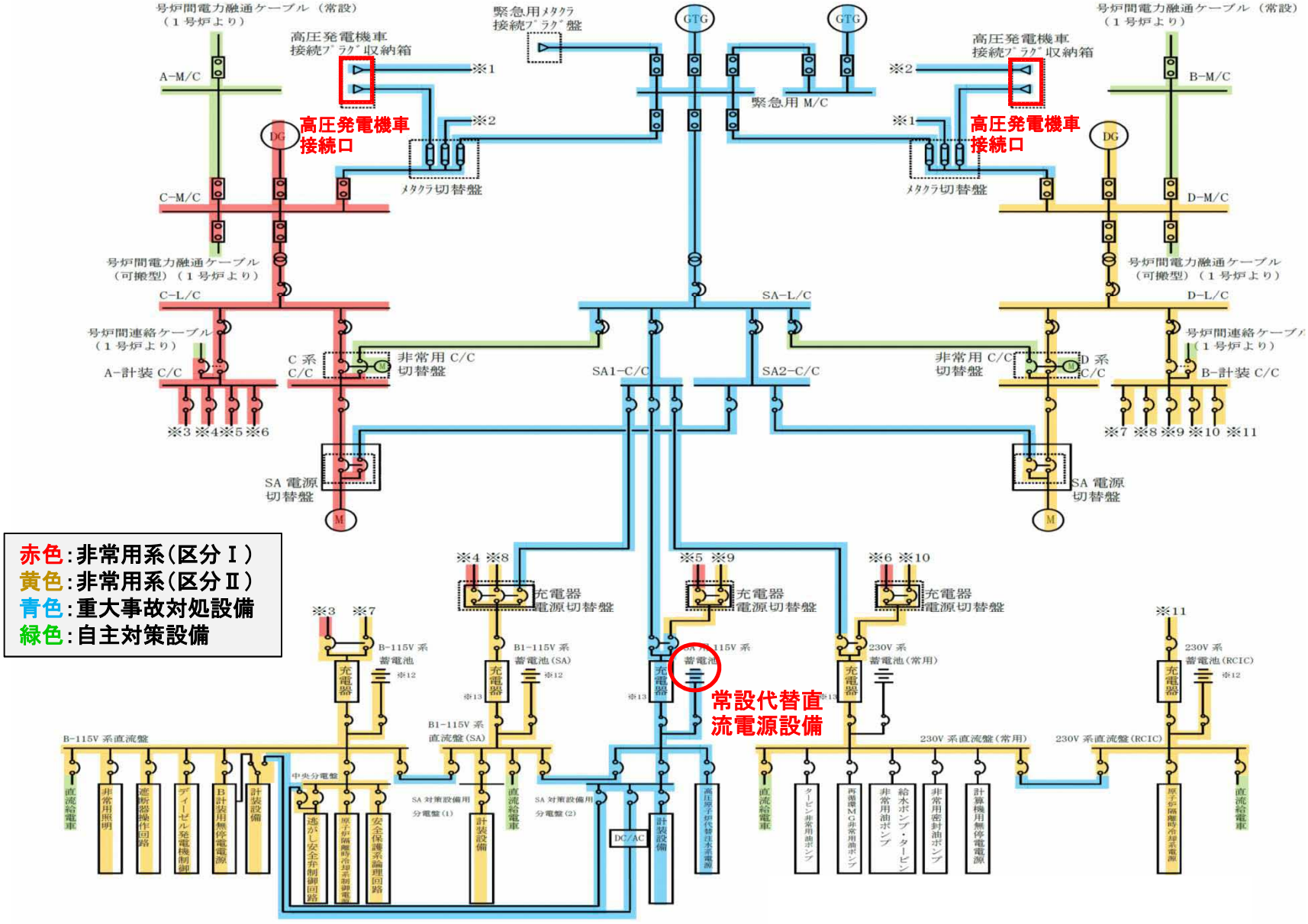
高圧発電機車側面　操作盤

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

第57条等　電源設備及び電源の確保のための対策(3/4)

<審査書案　P.439>

直流電源設備の概要



出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

第57条等　電源設備及び電源の確保のための対策(4/4)

<審査書案　P.439>

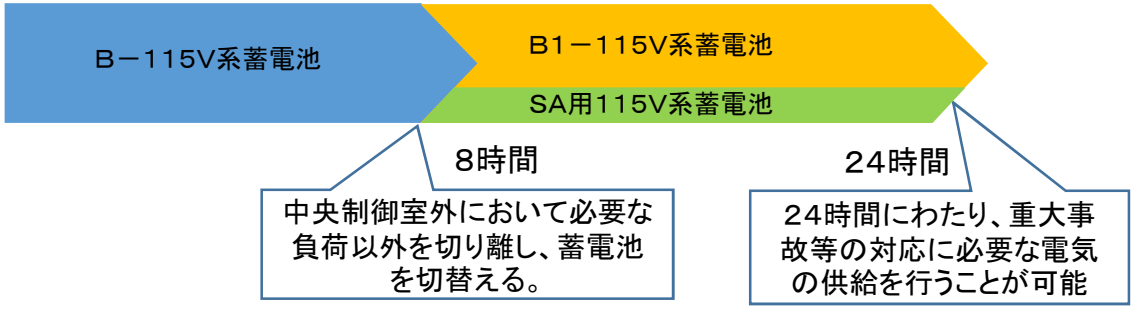
電源確保手順(全交流動力電源喪失:24時間直流からの給電)

①所内常設蓄電式直流電源設備

- B－115V系蓄電池、B1－115V系蓄電池(SA)及びSA用115V系蓄電池

B－115V系蓄電池　　:3,000Ah
B1－115V系蓄電池(SA):1,500Ah
SA用115V系蓄電池　　:1,500Ah

☆事象発生(設計基準事故対処設備の電源喪失)



電源切替操作

- 230V系蓄電池(RCIC)

230V系蓄電池(RCIC):約1,500Ah
SA用115V系蓄電池　:約1,500Ah

②常設代替直流電源設備

- SA用115V系蓄電池

受電確認

出典:　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356309.pdf>

第58条等　事故時の計測に関する設備及び手順等の概要(1/2)

＜審査書案　P.448＞

◆ 重大事故等時において、パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、以下の対策を要求

- □ 設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態の把握能力を明確にすること(最高計測可能温度等)
- □ 計測することが困難になった場合の推定手段
- □ 計測又は監視及び記録

主な確認内容

➢ 計装設備の主要機器仕様(一部抜粋)により、把握能力を明確化。

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
原子炉圧力容器温度（SA）	熱電対	0～500℃	2
原子炉圧力	弾性圧力検出器	0～10MPa[gage]	2
原子炉圧力（SA）	弾性圧力検出器	0～11MPa[gage]	1
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器	-400～150cm	2
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器	-800～-300cm	2
原子炉水位（SA）	差圧式水位検出器	-900～150cm	1

➢ 計測することが困難となった場合の推定手段。

名　称 （計測範囲）	設計基準事故時の値	重要代替計器等（代表）	
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合
原子炉圧力容器温度（SA） （0～500℃）	約302℃	重要計器（他チャンネル） 原子炉圧力（SA）	重大事故等時における損傷炉心の冷却状態を把握し、適切に対応するための判断基準（300℃）に対して、500℃までを監視可能。
原子炉圧力（SA） （0～11MPa[gage]）	約8.29MPa	原子炉圧力 原子炉水位（SA） 原子炉圧力容器温度（SA）	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力（8.62MPa）の1.2倍（10.34MPa）を監視可能。
原子炉水位（広帯域） （-400～150cm）	-798～132cm	重要計器（他チャンネル） 原子炉水位（SA）	炉心の冷却状況を把握する上で、原子炉水位制御範囲（レベル３～８）及び燃料棒有効長底部まで監視可能。
原子炉水位（燃料域） （-800～-300cm）			

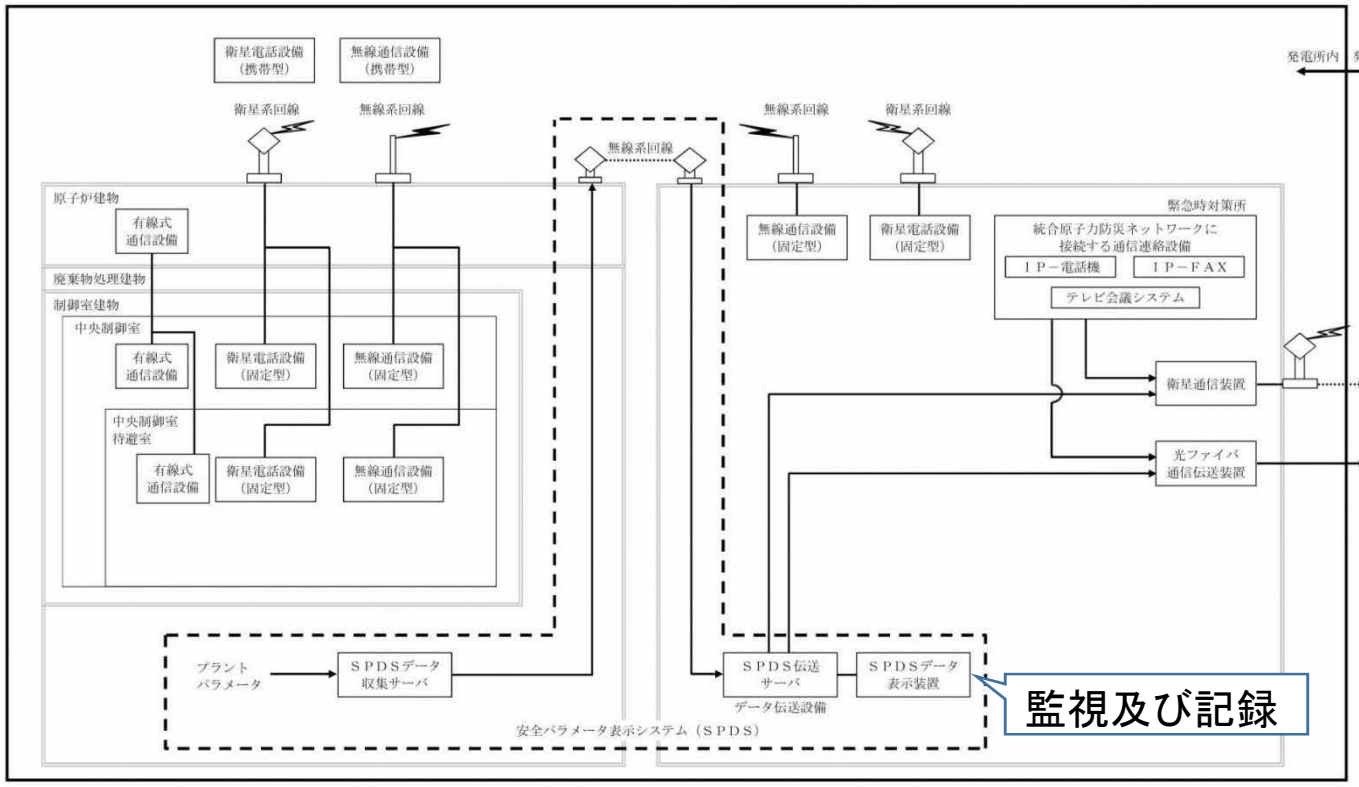
出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356327.pdf＞

第58条等　事故時の計測に関する設備及び手順等の概要(2/2)

＜審査書案　P.448＞

➢ 計測又は監視及び記録。

・監視及び記録



・可搬型計測器
（直流電源喪失時に、計測又は監視を行う。）

可搬型計測器による計測

審査結果

重大事故等において、パラメータを推定するために有効な情報を把握するための対策が適切に実施される方針であることを確認

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356327.pdf＞

第58条等　事故時の計測に関する設備及び手順等の概要（参考1/2）

➢ 計装設備の主要機器仕様により、把握能力を明確化

＜審査書案　P.448＞

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
原子炉圧力容器温度（SA）	熱電対	0～500℃	2
原子炉圧力	弾性圧力検出器※1	0～10MPa[gage]	2
原子炉圧力（SA）	弾性圧力検出器※1	0～11MPa[gage]	1
原子炉水位（広帯域）	差圧式水位検出器※2	-400～150cm※10	2
原子炉水位（燃料域）	差圧式水位検出器※2	-800～-300cm※10	2
原子炉水位（SA）	差圧式水位検出器※2	-900～150cm※10	1
高圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器※3	0～150m^3／h	1
原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0～150m^3／h	1
高圧炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0～1,500m^3／h	1
残留熱除去ポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0～1,500m^3／h	3
低圧炉心スプレイポンプ出口流量	差圧式流量検出器※3	0～1,500m^3／h	1
代替注水流量（常設）	超音波式流量検出器※19	0～300m^3／h	1
低圧原子炉代替注水流量	差圧式流量検出器※3	0～200m^3／h	2
低圧原子炉代替注水流量（狭帯域用）	差圧式流量検出器※3	0～50m^3／h	2
格納容器代替スプレイ流量	差圧式流量検出器※3	0～150m^3／h	2
ペデスタル代替注水流量	差圧式流量検出器※3	0～150m^3／h	2
ペデスタル代替注水流量（狭帯域用）	差圧式流量検出器※3	0～50m^3／h	2
残留熱代替除去系原子炉注水流量	差圧式流量検出器※3	0～50m^3／h	1
残留熱代替除去系格納容器スプレイ流量	差圧式流量検出器※3	0～150m^3／h	1
ドライウェル温度（SA）	熱電対	0～300℃	7
ペデスタル温度（SA）	熱電対	0～300℃	2
ペデスタル水温度（SA）	熱電対	0～300℃	2
サプレッション・チェンバ温度（SA）	熱電対	0～200℃	2
サプレッション・プール水温度（SA）	測温抵抗体	0～200℃	2

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
ドライウェル圧力（SA）	弾性圧力検出器※4	0～1,000kPa[abs]	2
サプレッション・チェンバ圧力（SA）	弾性圧力検出器※4	0～1,000kPa[abs]	2
サプレッション・プール水位（SA）	差圧式水位検出器※5	-0.80～5.50m※12	1
ドライウェル水位	電極式水位検出器	-3.0m、-1.0m、+1.0m※11	3
ペデスタル水位	電極式水位検出器	+0.1m、+1.2m、+2.4m、+2.4m※13	4
格納容器水素濃度（B系）	熱伝導式水素検出器	0～5vol%／0～100vol%	1
格納容器水素濃度（SA）	熱伝導式水素検出器	0～100vol%	1
格納容器雰囲気放射線モニタ（ドライウェル）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv／h	2
格納容器雰囲気放射線モニタ（サプレッション・チェンバ）	電離箱	10^{-2}～10^{5}Sv／h	2
中性子源領域計装	核分裂計数管	10^{-1}～10^{6}s^{-1}（1.0×10^{3}～1.0×10^{9} cm^{-2}・s^{-1}）	4
中間領域計装	核分裂電離箱	（0～40%又は0～125%（1.0×10^{8}～1.5×10^{13}cm^{-2}・s^{-1}））	8
平均出力領域計装	核分裂電離箱	0～125%※14（1.2×10^{12}～2.8×10^{14} cm^{-2}・s^{-1}）	6※15
スクラバ容器水位	差圧式水位検出器※6	非公開	8
スクラバ容器圧力	弾性圧力検出器※7	0～1MPa[gage]	4
スクラバ容器温度	熱電対	0～300℃	4
第1ベントフィルタ出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	電離箱	10^{-2}～10^{5}mSv／h	2
	電離箱	10^{-3}～10^{4}mSv／h	1
第1ベントフィルタ出口水素濃度	熱伝導式水素検出器	0～20vol%／0～100vol%	1 予備 1
残留熱除去系熱交換器入口温度	熱電対	0～200℃	2
残留熱除去系熱交換器出口温度	熱電対	0～200℃	2
残留熱除去系熱交換器冷却水流量	差圧式流量検出器※3	0～1,500m^3／h	2

名称	検出器の種類	計測範囲	個数
高圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※8	0～12MPa[gage]	1
残留熱除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※8	0～4MPa[gage]	3
低圧原子炉代替注水槽水位	差圧式水位検出器※9	0～1,500m^3	1
低圧原子炉代替注水ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※8	0～4MPa[gage]	2
原子炉隔離時冷却ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※8	0～10MPa[gage]	1
低圧炉心スプレイポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※8	0～5MPa[gage]	1
残留熱代替除去ポンプ出口圧力	弾性圧力検出器※8	0～3MPa[gage]	2
原子炉建物水素濃度	触媒式水素検出器	0～10vol%	1
	熱伝導式水素検出器	0～20vol%	6
静的触媒式水素処理装置入口温度	熱電対	0～100℃	2
静的触媒式水素処理装置出口温度	熱電対	0～400℃	2
格納容器酸素濃度（B系）	熱磁気風式酸素検出器	0～5vol%／0～25vol%	1
格納容器酸素濃度（SA）	磁気力式酸素検出器	0～25vol%	1
燃料プール水位・温度（SA）	熱電対	-1,000～6,710mm※16	1※17
		0～150℃	
燃料プール水位（SA）	ガイドパルス式水位検出器※18	-4.30～7.30m※16	1
燃料プールエリア放射線モニタ（高レンジ、低レンジ）（SA）	電離箱	10^{-3}～10^{4}mSv／h	1
	電離箱	10^{1}～10^{8}mSv／h	1
燃料プール監視カメラ（SA）	赤外線カメラ	－	1

※1　隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と大気圧の差を計測
※2　隔液ダイアフラムにかかる原子炉圧力（基準面器からの水頭圧を含む）と原子炉圧力容器下部の差圧を計測
※3　隔液ダイアフラムにかかる絞り機構前後の差圧を計測
※4　隔液ダイアフラムにかかる格納容器内圧力の絶対圧力を計測
※5　隔液ダイアフラムにかかるサプレッション・チェンバ圧力（基準面器からの水頭圧を含む）とサプレッション・プール下部の差圧を計測
※6　隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器内の圧力（気相部）とスクラバ容器下部の差圧を計測
※7　隔液ダイアフラムにかかるスクラバ容器圧力と大気圧の差を計測
※8　隔液ダイアフラムにかかるポンプ出口圧力を計測
※9　隔液ダイアフラムにかかる水槽の水頭圧と大気圧の差から水量を計測
※10　基準点は気水分離器下端（原子炉圧力容器零レベルより1,328cm）
※11　基準点は格納容器底面（EL10100）
※12　基準点はサプレッション・プール通常水位（EL5610）
※13　基準点はコリウムシールド上表面（EL6706）
※14　定格出力時の値に対する比率で示す。
※15　局部出力領域計装の検出器は124個であり、平均出力領域計装の各チャンネルには14個又は17個の信号が入力される。
※16　基準点は使用済燃料貯蔵ラック上端（EL35518）
※17　検出点7箇所
※18　パルス信号を発信し水面までの往復時間を測定することで、水面までの距離を計測
※19　検出器間で送受信される超音波パルスの伝搬時間差を測定することで、流量を計測

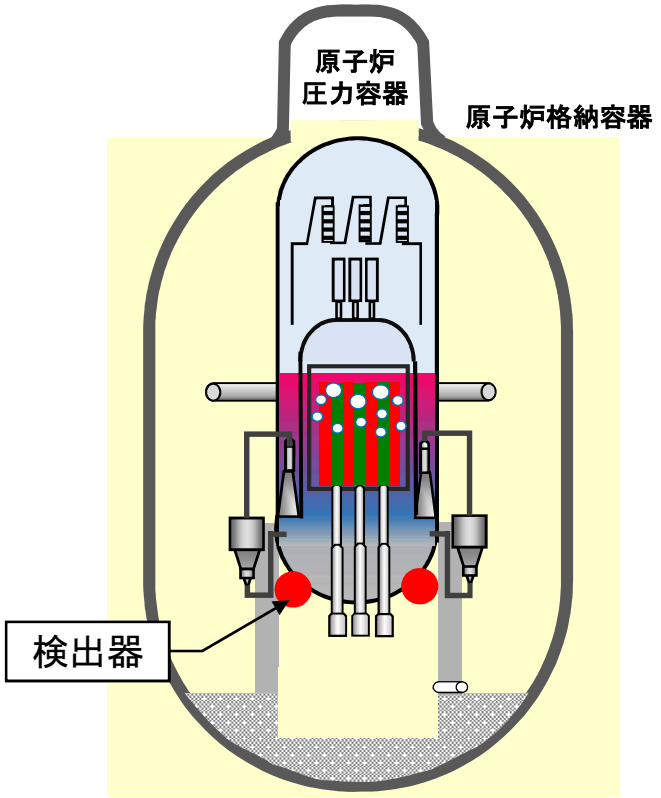
出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356327.pdf＞

第58条等　事故時の計測に関する設備及び手順等の概要（参考2/2）

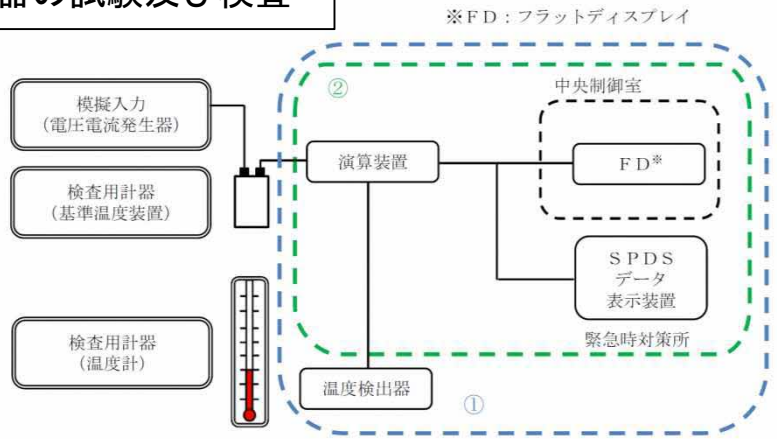
＜審査書案　P.448＞

➢ 計装設備の例（原子炉圧力容器温度）

・計測器（熱電対）と計測場所



・計測器の試験及び検査

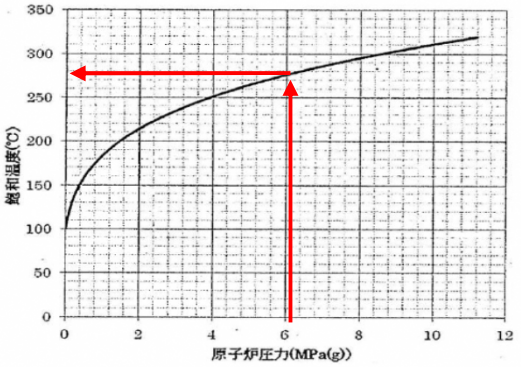


① 検出器の温度１点確認，絶縁抵抗測定を実施（点検・検査）
② 演算装置に模擬入力を実施し，演算装置から中央制御室のＦＤ及びＳＰＤＳデータ表示装置（緊急時対策所）までのループ試験を実施（点検・検査）

・計測困難時の推定方法

（1）他の検出器

（2）原子炉圧力・原子炉水位
　原子炉水位から原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定して、原子炉圧力より飽和温度と圧力の関係を利用して原子炉圧力容器内の温度を推定。



出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 ＜https://www.nsr.go.jp/data/000356347.pdf＞

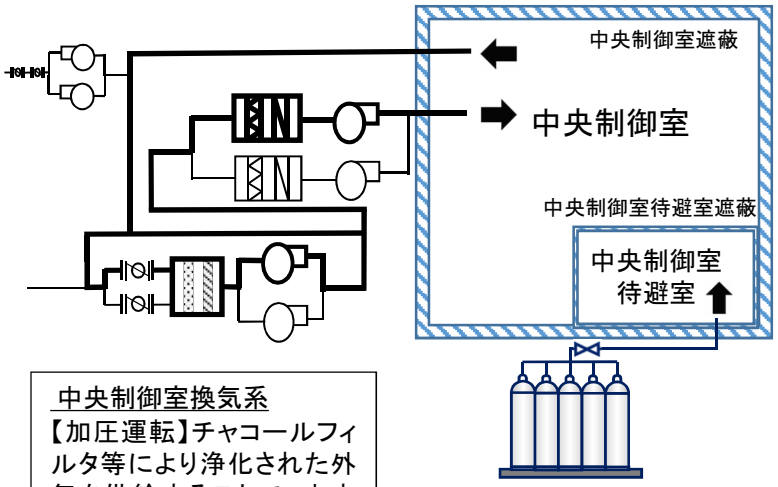
第59条等　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（1/2）

＜審査書案　P.460＞

◆ 重大事故等が発生した場合においても運転員が原子炉制御室にとどまるため、以下の対策を要求

- □ 格納容器破損モードのうち、原子炉制御室の運転員の被ばくの観点から最も厳しくなる事故シーケンスを想定し、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと
- □ 原子炉制御室への汚染の持ち込みを防止

運転員の被ばくを低減する遮蔽及び空調設備



中央制御室換気系
【加圧運転】チャコールフィルタ等により浄化された外気を供給することで、中央制御室全体を加圧する。

【系統隔離運転】系統を外気から隔離し、中央制御室内の空気をチャコールフィルタ等を通して循環させる。

待避室正圧化装置（空気ボンベ）
重大事故等が発生した場合においても運転員（最大5名）がとどまるために必要な容量（10時間分）を整備する。

主な確認内容

・重大事故が発生した場合における運転員の居住性確保。
- ➢中央制御室遮蔽、中央制御室待避室遮蔽、中央制御室換気系、中央制御室待避室正圧化装置（空気ボンベ）等
- ➢酸素濃度計、二酸化炭素濃度計
- ➢チェンジングエリア

上記の設備による居住性評価結果：実効線量　約51mSv/ 7日間
- ✓ 原子炉建物へのリークパスとなる原子炉格納容器貫通部、フランジ部等の放射性物質除去効果について、エアロゾル粒子に対するDF（除去効率）を10に設定。
- ✓ 非常用ガス処理系による負圧達成前において、原子炉建物による放射性物質の閉じ込め機能にも期待しない。さらに、非常用ガス処理系の起動後においても、フィルタによる放射性物質の除去効果についても保守的に期待しない。

・その他設備として、プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）、通信連絡設備等を整備。

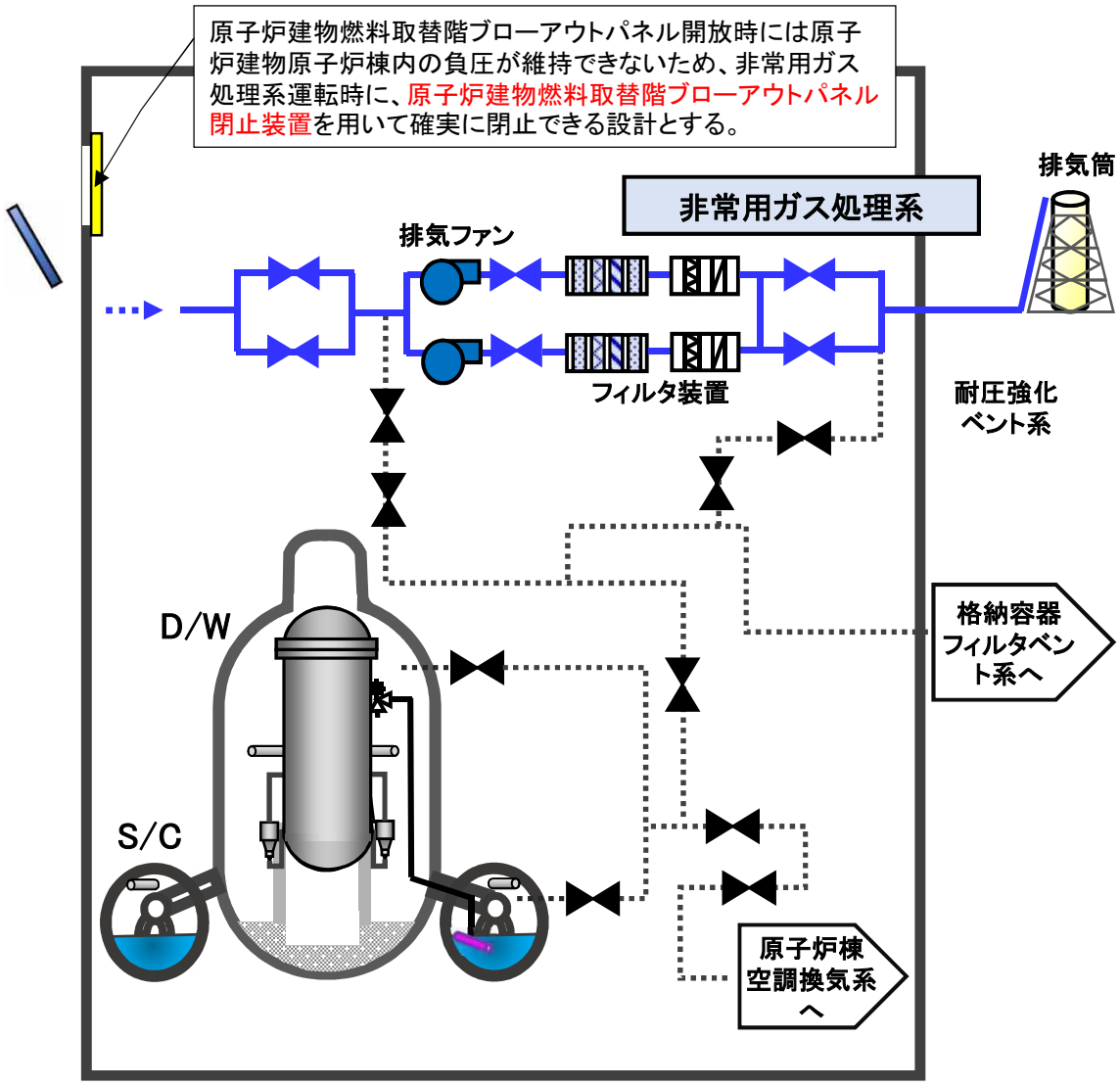
審査結果

設備・手順等が適切に整備されていることを確認し、要求事項に適合していることを確認

第59条等　運転員が原子炉制御室にとどまるための設備（2/2）

＜審査書案　P.460＞

申請者は、重大事故が発生した場合においても運転員等が中央制御室にとどまることができるよう、非常用ガス処理系と原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置を重大事故等対処設備として位置付けている。



主な確認内容

○重大事故時、原子炉建物原子炉棟内に放出された放射性物質による運転員等の放射線被ばくを低減するために非常用ガス処理系を使用

➔ 原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持することで、重大事故等により原子炉格納容器から原子炉建物原子炉棟内に漏えいしてくる放射性物質が原子炉建物原子炉棟内から直接環境へ放出されることを防ぎ、運転員等の被ばくを低減する方針であることを確認。

○原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開口部の閉止

➔ 非常用ガス処理系の運転時、原子炉建物原子炉棟内を負圧に維持するために、原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルが地震等により、仮に開放状態になっている場合にも原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネル閉止装置により確実に開口部を閉止できる方針であることを確認。

審査結果

非常用ガス処理系の運転と原子炉建物燃料取替階ブローアウトパネルの開口部の閉止により、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えず、原子炉制御室の居住性を確保することを確認

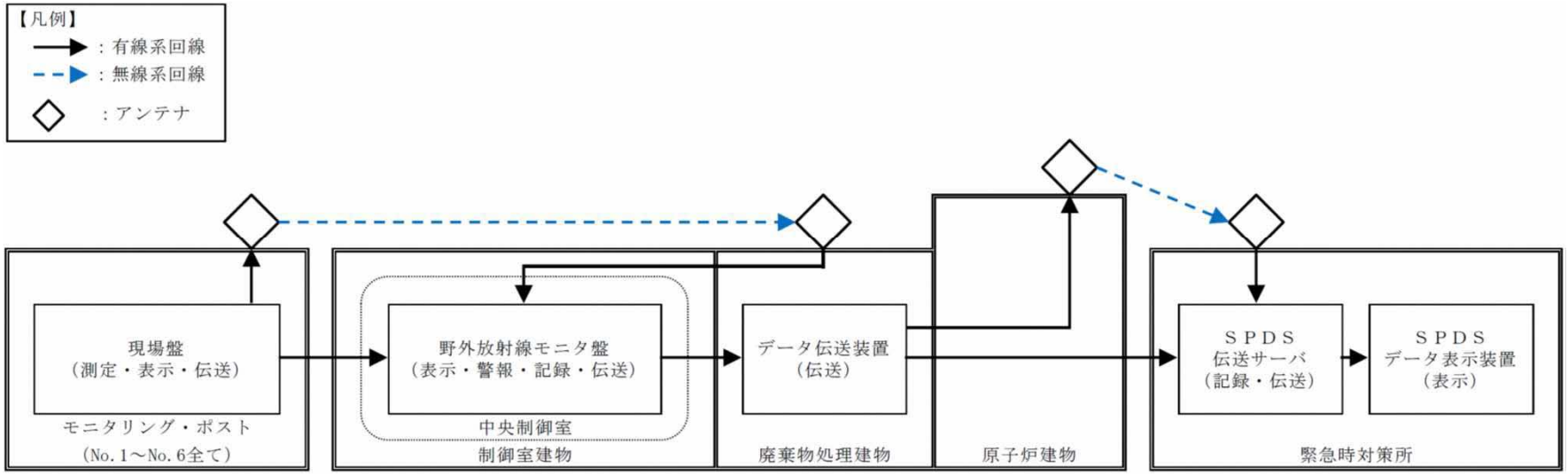
第60条等　監視測定を行うための対策（1/3）

＜審査書案　P.471＞

【設計基準対象施設（第31条）】
◆　モニタリングポストについて、以下を追加要求
□ 非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源等により電源復旧まで給電できる設計とすること
□ 伝送系は多様性を有する設計とすること

主な確認内容

- 非常用所内電源に接続するとともに、専用の発電機を有する設計
- 有線及び無線による多様性を有する設計



審査結果

追加要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000356268.pdf>

第60条等　監視測定を行うための対策(2/3)

<審査書案　P.471>

【重大事故等対処施設】

◆ 重大事故等時に、放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定／記録するため、以下の対策を要求

□ 放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録する設備の整備

□ 常設モニタリング設備の代替としての可搬型代替モニタリング設備の配備

□ 風向、風速その他の気象条件を測定／記録するための設備の整備

□ 代替交流電源設備から常設モニタリング設備への給電を可能とする設備の整備

主な確認内容

- ➢ 可搬式モニタリング・ポストの整備　（モニタリング・ポストの代替）
- ➢ 放射能測定装置等の整備(放射能観測車の代替含む)
  - ・ 放射能測定装置(可搬式ダスト・よう素サンプラ、NaIシンチレーション・サーベイ・メータ、GM汚染サーベイ・メータ、α・β線サーベイ・メータ、電離箱サーベイ・メータ)、小型船舶
- ➢ 可搬式気象観測装置の整備
- ➢ 常設代替交流電源設備の整備

●自主対策設備

モニタリング・ポスト、放射能観測車、Ge核種分析装置、GM計数装置、ZnSシンチレーション計数装置、気象観測設備、無停電電源装置、非常用発電機

審査結果

重大事故等時に、放出される放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録するため、また、風向、風速その他の気象条件を測定／記録するための対策が適切に実施される方針であることを確認

第60条等　監視測定を行うための対策（3/3）

<審査書案　P.471>

常設モニタリング設備
（設計基準対象施設）

放射性物質の濃度及び放射線量を監視／測定／記録する設備
（重大事故等対処設備）

モニタリング・ポスト

代替

可搬式モニタリング・ポスト

放射線モニタデータの伝送可能

放射能観測車

ダスト・よう素サンプラ
よう素モニタ
ダストモニタ 等
を搭載

代替

放射能測定装置

可搬式ダスト・よう素サンプラ

NaIシンチレーション・サーベイ・メータ

GM汚染サーベイ・メータ

電離箱サーベイ・メータ

α・β線サーベイ・メータ

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000356347.pdf>

風向、風速その他の気象条件を
測定／記録するための設備
（重大事故等対処設備）

可搬式象観測設備

観測項目：
風向、風速、日射量、
放射収支量、雨量
伝送方式：
衛星系回線

第61条等　緊急時対策所（1/2）　＜審査書案　P.480＞

◆ 重大事故等が発生した場合においても、当該重大事故等に対処するための適切な措置が講じられるよう、以下の対策を要求

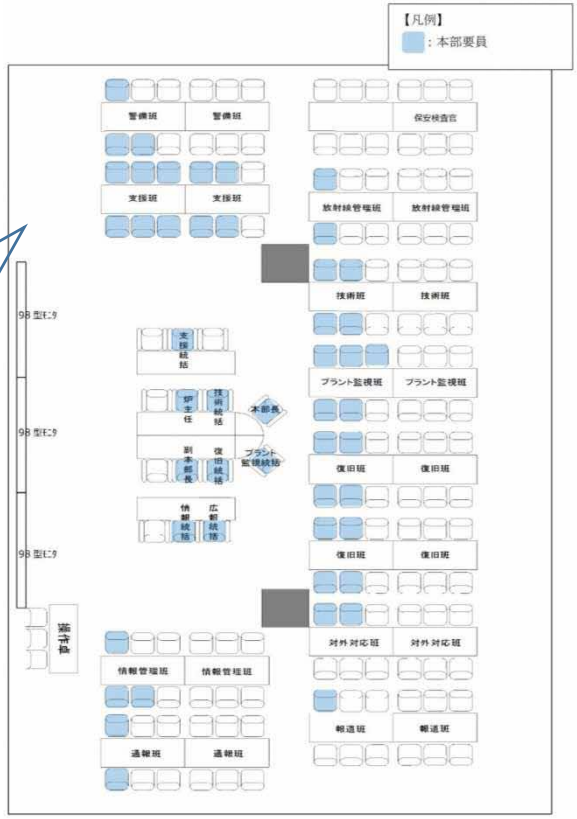
□ 事故時の対策拠点として、原子炉制御室以外の場所に、緊急時対策所を設置すること

□ 緊急時対策所と原子炉制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと

□ 福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質の放出量を想定し、緊急時対策所内の要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと

□ 必要な指示のために情報を把握し、発電所内外との通信連絡を行うために必要な設備を備えること

□ 重大事故等に対処するために必要な指示を行う要員が収容できること　等



主な確認内容

（1）機能
- 耐震性及び遮へい機能を有するコンクリート造建物
- 実効線量　約1.7mSv/ 7日間

（2）広さ
- 約650m^2（うち緊急時対策本部約240m^2）
- 収容人員　最大150名

（3）主要設備
- 放射線防護設備（緊急時対策所換気空調設備（緊急時対策所正圧化装置（空気ボンベ）を含む。）、線量計、マスク等）
- 電源設備（緊急時対策所用発電機）
- 通信連絡設備（衛星電話設備、安全パラメータ表示システム（SPDS）等）

審査結果

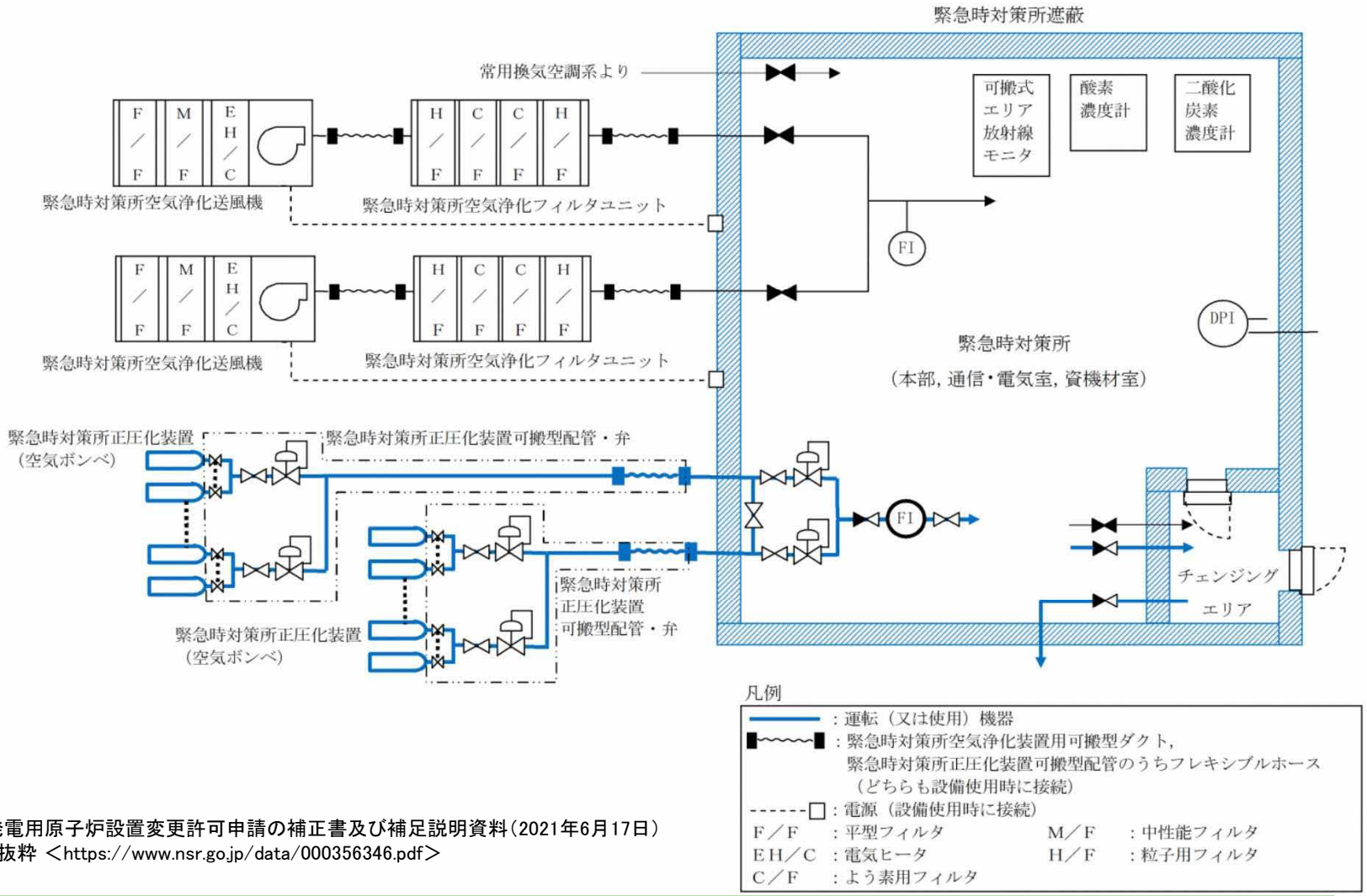
中央制御室と独立した建物とする方針であること、また、事故状態の把握や判断、事故収束のための指揮、所外への通報連絡等の活動拠点として必要な機能や設備を備え、要員が活動できる施設を設置する方針であることにより設備・手順等が適切に整備されていることを確認し、要求事項に適合していると判断

出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
＜https://www.nsr.go.jp/data/000356368.pdf、https://www.nsr.go.jp/data/000356346.pdf＞

第61条等　緊急時対策所（2/2）

<審査書案　P.480>

設備（換気空調設備系概要図）



出典：　発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356346.pdf>

重大事故発生時のプルーム通過中においては、フィルタ装置による緊急時対策所への給気を遮断し、正圧化装置（空気ボンベ）により緊急時対策所を正圧化することにより、外気の流入を低減する設計とする

第62条等　通信連絡を行うための対策（1/5）

＜審査書案　P.490＞

【設計基準対象施設（第35条）】
◆　設計基準事故が発生した場合に、以下を追加要求
□ 発電所内の人に必要な指示をするために多様性を確保した通信連絡設備を設けること
□ 発電所外の必要な場所と通信連絡するために多様性を確保した専用通信回線を設けること

主な確認内容

＜発電所内＞

- 発電所内の通信連絡設備として、多様性を確保した通信設備を設置。
- データを伝送する設備として、安全パラメータ表示システム（SPDS）を設置。

＜発電所外＞

- 発電所外の本社、国、地方公共団体、その他関係機関等へ連絡できるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設置。
- データを伝送する設備として、SPDS伝送サーバで構成するデータ伝送設備を設置。

審査結果

追加要求事項を満たすために適切に設備を整備する方針であることを確認

第62条等　通信連絡を行うための対策(2/5)

<審査書案　P.490 >

【重大事故等対処施設】
◆　発電用原子炉施設の内外の必要な場所との通信連絡を行うため、以下の対策を要求
□　代替電源設備(電池等の予備電源設備を含む。)からの受電が可能な通信連絡設備の整備
□　計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有する手順等

主な確認内容

- 発電所内外の必要な場所と通信連絡を行うための通信連絡設備の整備。
  - 衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備、安全パラメータ表示システム(SPDS)
- 通信連絡設備に対して代替電源設備からの給電を可能とするための常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備及び緊急時対策所用発電機の整備。
- 計測等を行った特に重要なパラメータを発電所内外の必要な場所で共有するための通信連絡設備の整備。
  - 衛星電話設備、無線通信設備、有線式通信設備、統合原子力防災ネットワークに接続する通信連絡設備

● 自主対策設備
所内通信連絡設備(警報装置を含む。)、電力保安通信用電話設備、局線加入電話設備、テレビ会議システム(社内向)、専用電話設備、衛星電話設備(社内向)

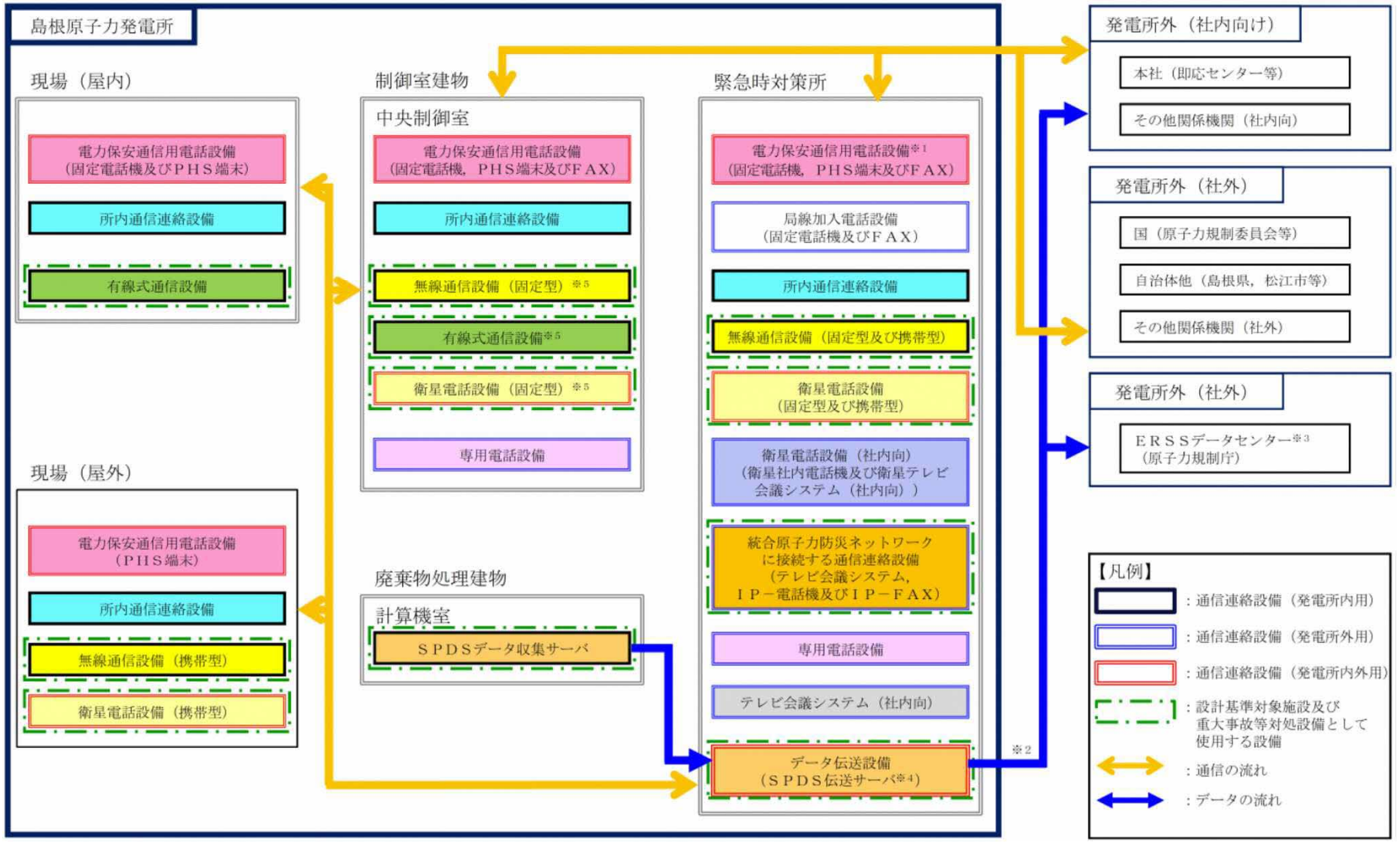
審査結果

発電用原子炉施設の内外の通信連絡をする必要がある場所との通信連絡を行うための対策が適切に実施される方針であることを確認

第62条等　通信連絡を行うための対策(3/5)

<審査書案　P.490>

通信連絡設備の概要



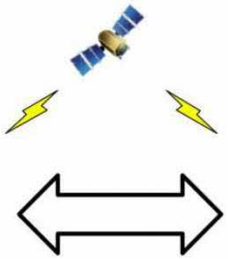
※１：局線加入電話設備に接続されており，発電所外への通信連絡が可能である。
※２：緊急時対策所のＳＰＤＳ伝送サーバから第一データセンターへ，本社経由で第二データセンターへ伝送する。
※３：国の緊急時対策支援システム。
※４：安全パラメータ表示システム（ＳＰＤＳ）に含む。
※５：中央制御室待避室においても通信連絡が可能である。

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356345.pdf>

第62条等　通信連絡を行うための対策（4/5）

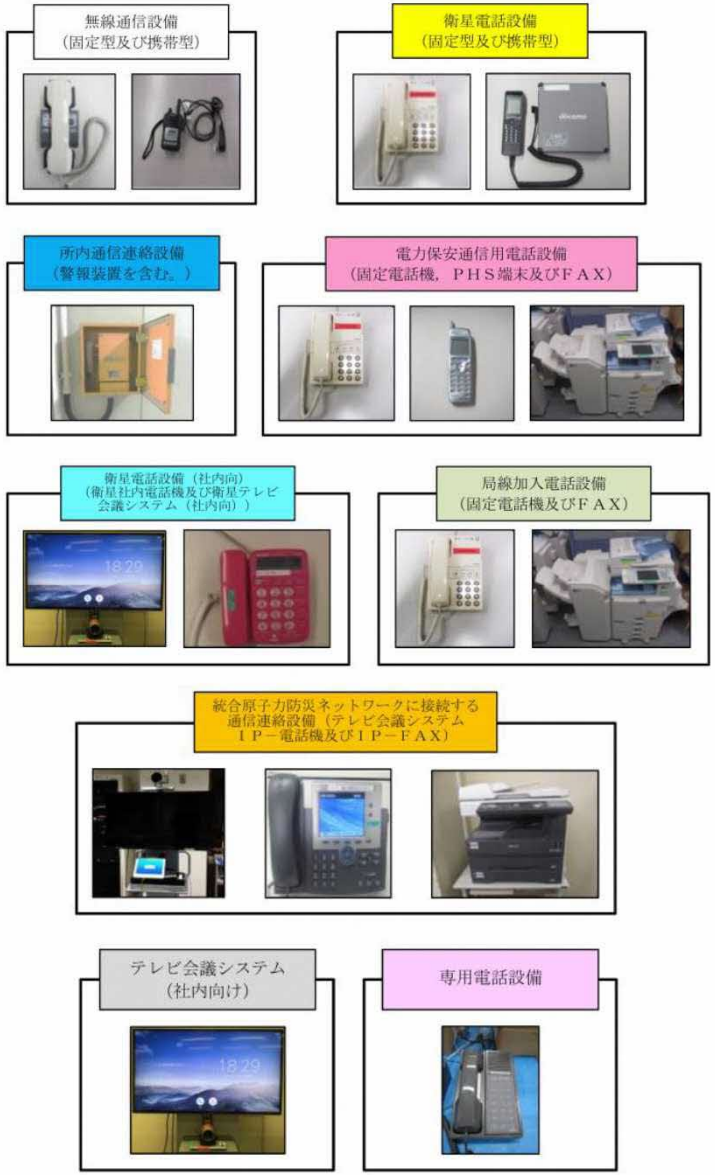
<審査書案　P.490>

通信連絡設備（発電所外）



※1　局線加入電話設備に接続されており，発電所外への通信連絡が可能である。
※2　本社，国，自治体他との通信連絡が可能である。

【凡例】
- 基準地震動による地震力に対し，機能維持をする範囲
- 設計基準対象施設及び重大事故対処設備として使用する設備

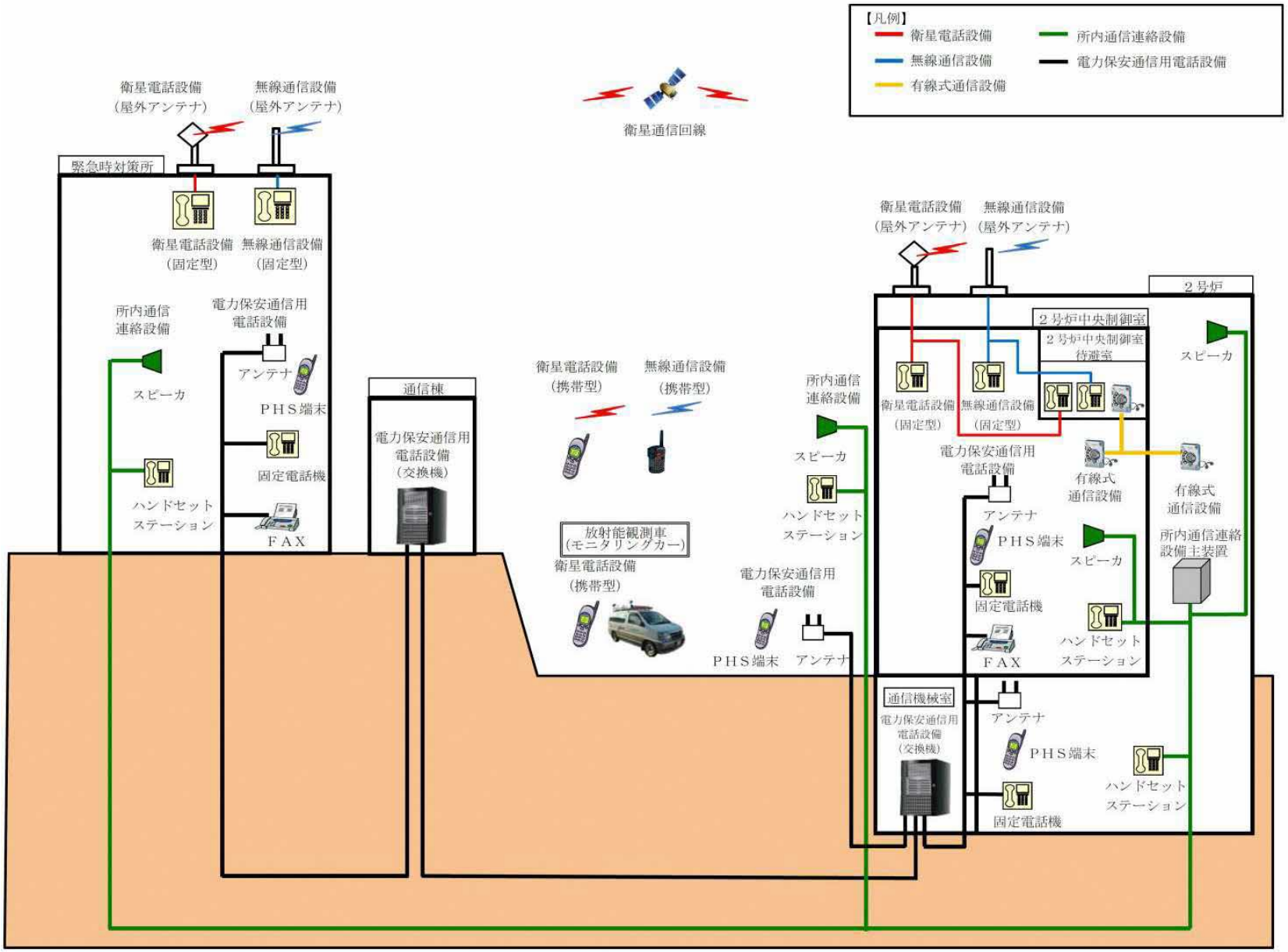


出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000356386.pdf>

第62条等　通信連絡を行うための対策(5/5)

<審査書案　P.490>

通信連絡設備(発電所内の概要)



出典:発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356345.pdf>

発電用原子炉施設の大規模な損壊への対応

<審査書案 P.497>

◆ 大規模な自然災害や故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムが発生した場合に活動するための手順書、体制及び設備の整備等を要求

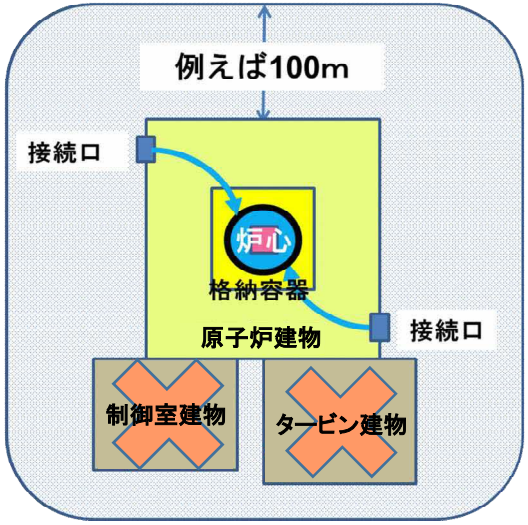
主な確認内容

- 可搬型設備による対応を中心とした多様性及び柔軟性を有する手順書を整備。
- 通常と異なる対応が必要な場合でも柔軟に対応できるよう体制を整備。
- 設備の配備にあたっては、同等の機能を有する設備の共通要因による損傷を防止、複数の可搬型設備の損傷を防止するよう配慮。

原子炉建物等から100m以上離隔をとった高台に
複数箇所に分散配置

大型送水ポンプ車

放水砲



放水設備

高圧発電機車

審査結果

大規模損壊に対して必要な手順や体制等が適切に整備される方針であることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋
<https://www.nsr.go.jp/data/000356387.pdf>、<https://www.nsr.go.jp/data/000356342.pdf>

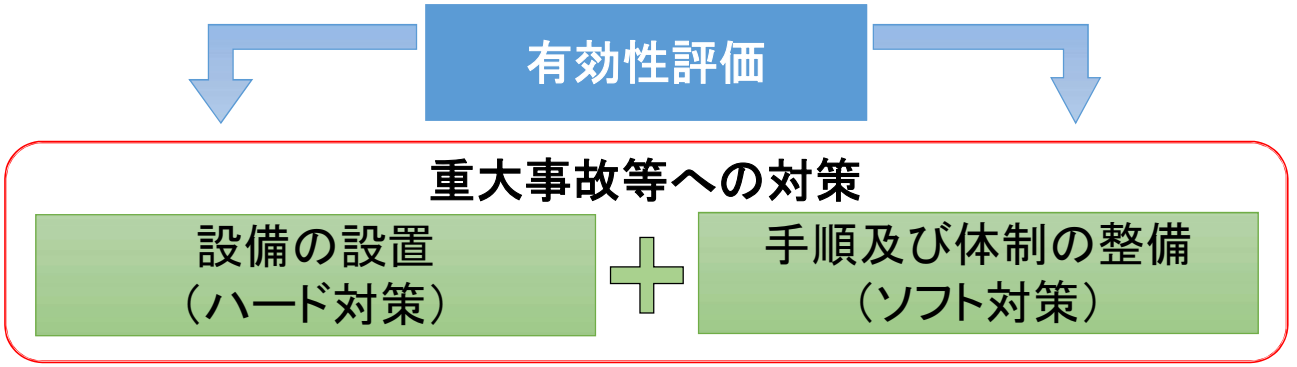
島根原子力発電所2号炉の重大事故等対処に係る有効性評価

重大事故等対処に係る有効性評価	ページ
有効性評価の概要	107
事故の想定	108
炉心の著しい損傷の防止	110
原子炉格納容器の破損の防止	134
使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止	153
運転停止中の原子炉内の燃料損傷の防止	157

第37条　有効性評価の概要

<審査書案　P.160>

重大事故等への対処が有効であることを示すため、PRA（確率論的リスク評価）を活用し、評価対象とする事故シーケンスの整理を行い、対応する評価項目を設定したうえで、計算プログラムを用いた解析等を踏まえ、設備、手順及び体制の有効性を評価



※設備及び手順等の対策は条項ごとに後段にて説明

- 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
- 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　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

※解析コード及び解析条件の不確かさとして、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても評価項目を満足することを感度解析等により確認

事故の想定(1/2)

<審査書案 P.163>

- 「想定する事故シーケンスグループ」若しくは「想定する格納容器破損モード」は、第37条解釈に規定する事故シーケンスグループ等を必ず含めた上で、当該プラントに対するPRAなどを実施し、有意な頻度又は影響がある事故シーケンスグループ等が見いだされた場合には、これを追加することを要求
- 想定する事故シーケンスグループ等ごとに、重要事故シーケンス等を選定し、有効性評価の対象とすることを要求

(1)運転中の原子炉において炉心損傷に至るおそれがある事故

事故シーケンスの抽出

イベントツリーによる炉心損傷に至る事故シーケンスの抽出
① 内部事象レベル1PRA
② 地震PRA
③ 津波PRA

内部事象、地震及び津波以外の事象について、PRAに代わる方法による炉心損傷に至る事故シーケンスの検討

グループ化

起因事象及び安全機能の喪失状況に着目しグループ化

事故シーケンスグループの特定

必ず想定する事故シーケンスグループ
①高圧・低圧注水機能喪失
②高圧注水・減圧機能喪失
③全交流動力電源喪失
④崩壊熱除去機能喪失
⑤原子炉停止機能喪失
⑥LOCA時注水機能喪失
⑦格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

重要事故シーケンスの選定

4つの着眼点に沿ってグループごとに選定
・系統間機能依存性
・余裕時間
・設備容量
・代表性

事故の想定(2/2)

<審査書案 P.163>

(2)運転中の原子炉において格納容器破損に至るおそれがある事故

格納容器破損モードの抽出

PRAの知見を活用した格納容器破損モードの検討

1) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)
2) 格納容器バイパス(格納容器隔離失敗)
3) 原子炉圧力容器内の水蒸気爆発
4) 早期過圧破損(未臨界確保失敗時の過圧)
5) 原子炉圧力容器外の水蒸気爆発
6) 格納容器雰囲気直接加熱
7) 格納容器直接接触
8) 溶融炉心・コンクリート相互作用
9) 雰囲気圧力・温度による静的負荷(過温破損)
10) 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷前)
11) 水蒸気(崩壊熱)による過圧破損(炉心損傷後)
12) 水素燃焼

内部事象以外の事象について、PRAに代わる方法による格納容器破損モードの検討

評価対象とする格納容器破損モードの抽出

必ず想定する格納容器破損モード

- 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)
- ②高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱
- ③原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用
- ④溶融炉心・コンクリート相互作用
- ⑤水素燃焼

評価事故シーケンスの選定

・格納容器破損モードごとのプラント損傷状態(PDS)から、格納容器への圧力又は温度による負荷の観点で最も厳しくなるPDSを選定
・このPDSを構成する事故シーケンスから、事象進展が最も厳しくなる事故シーケンスを選定

(3)使用済燃料貯蔵槽内の燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

想定事故1及び想定事故2を想定

(4)運転停止中の原子炉において燃料の著しい損傷に至るおそれがある事故

事故シーケンスの抽出

イベントツリーによる燃料損傷に至る事故シーケンスの抽出

グループ化

喪失した機能及び炉心損傷に至った原因の観点からグループ化

事故シーケンスグループの特定

必ず想定する事故シーケンスグループ

- ①崩壊熱除去機能喪失
- ②全交流動力電源喪失
- ③原子炉冷却材の流出
- ④反応度の誤投入

重要事故シーケンスの選定

3つの着眼点に沿ってグループごとに選定
・余裕時間
・設備容量
・代表性

審査結果

申請者が特定した事故シーケンスグループ及び選定した重要事故シーケンス、並びに格納容器破損モード及び選定した評価事故シーケンスは、妥当なものであると判断

炉心の著しい損傷の防止

想定する事故シーケンスグループと重要事故シーケンス

事故シーケンスグループ		重要事故シーケンス	ページ
①高圧・低圧注水機能喪失		過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	112
②高圧注水・減圧機能喪失		過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗	114
③全交流動力電源喪失	長期TB	外部電源喪失＋交流電源（DG－A、B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗	116
	TBU	外部電源喪失＋交流電源（DG－A、B）失敗＋高圧炉心冷却失敗	118
	TBD	外部電源喪失＋直流電源（区分1、2）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗	120
	TBP	外部電源喪失＋交流電源（DG－A、B）失敗＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗	122
④崩壊熱除去機能喪失	取水機能喪失	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	124
	残留熱除去系機能喪失	過渡事象＋崩壊熱除去失敗	126
⑤原子炉停止機能喪失		過渡事象＋原子炉停止失敗	128
⑥LOCA時注水機能喪失		冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗	130
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	132

炉心損傷防止対策の評価項目

<審査書案 P. 174>

炉心損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

(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(※1)。

(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。

(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(※2)を下回ること。

(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(※2)を下回ること。

また、格納容器圧力逃がし装置による排気を実施する場合には、敷地境界での実効線量を評価し、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ないこと(発生事故当たり概ね5mSv以下)。

(※1)「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。
(a)燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。
(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。

(※2) 島根原子力発電所2号炉においては、限界圧力を2Pd(853kPa[gage]、Pd:最高使用圧力)、限界温度を200℃としている。

事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」の特徴と主な対策（1/2）

対策概要　「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」

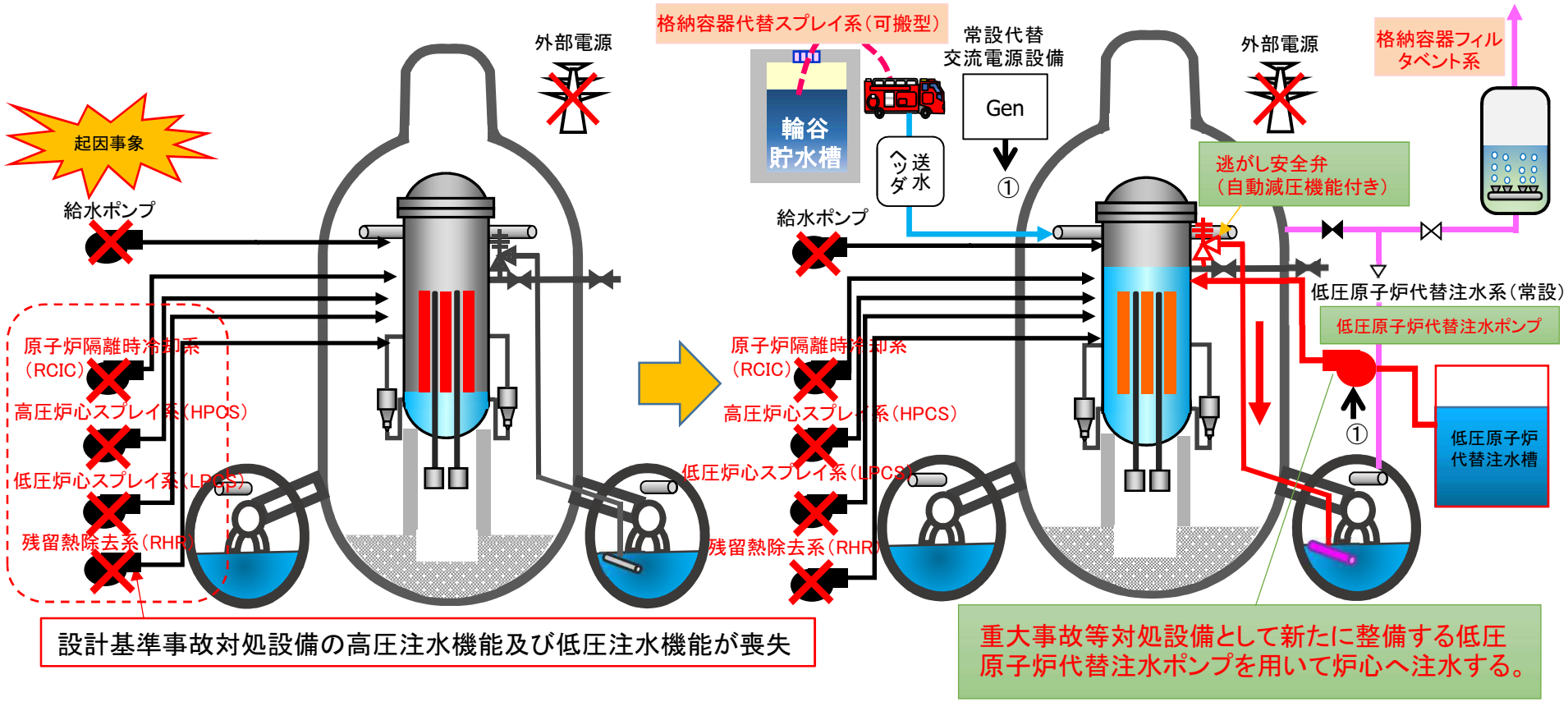
＜審査書案　P. 175＞

特徴

過渡事象（起因事象は給水流量の全喪失）の発生後、高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）及び低圧注水機能（残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系）が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

【初期の対策】
手動により、逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を用いて原子炉圧力容器を減圧し、低圧原子炉代替注水ポンプにより炉心を冷却
【安定状態に向けた対策】
格納容器代替スプレイ系（可搬型）により原子炉格納容器を冷却し、格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器を除熱



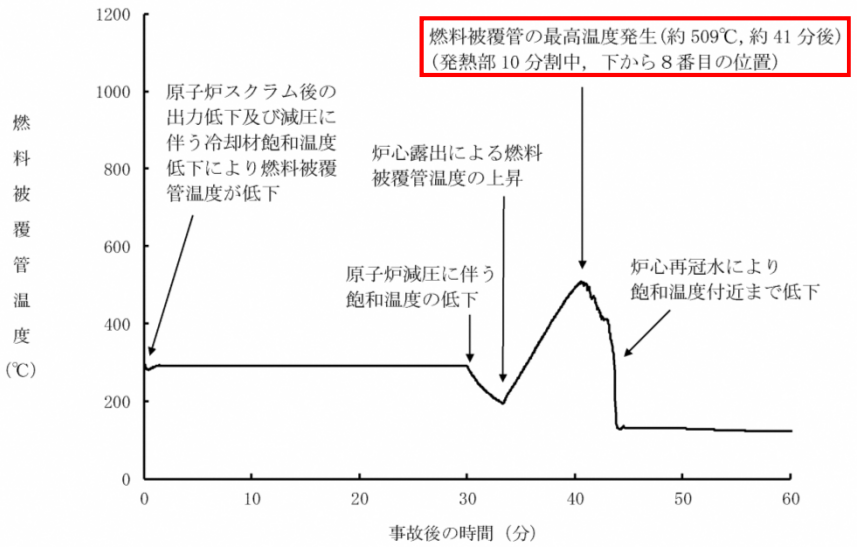
事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P. 175＞

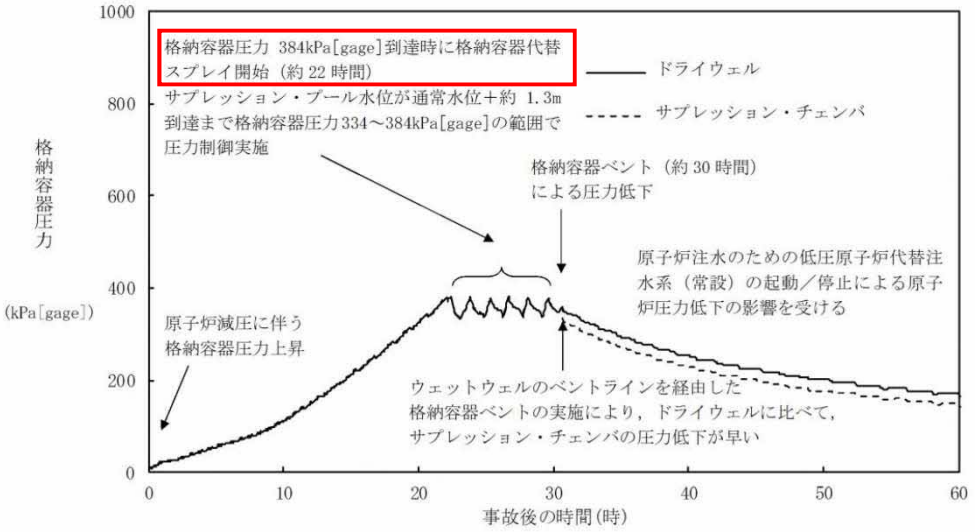
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。
- 格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量は、「LOCA時注水機能喪失」での評価結果（約 1.7×10^{-2}mSv）以下であり、5mSvを下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、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こと、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）」の特徴と主な対策（1/2）

事故想定　「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗」

＜審査書案　P. 183＞

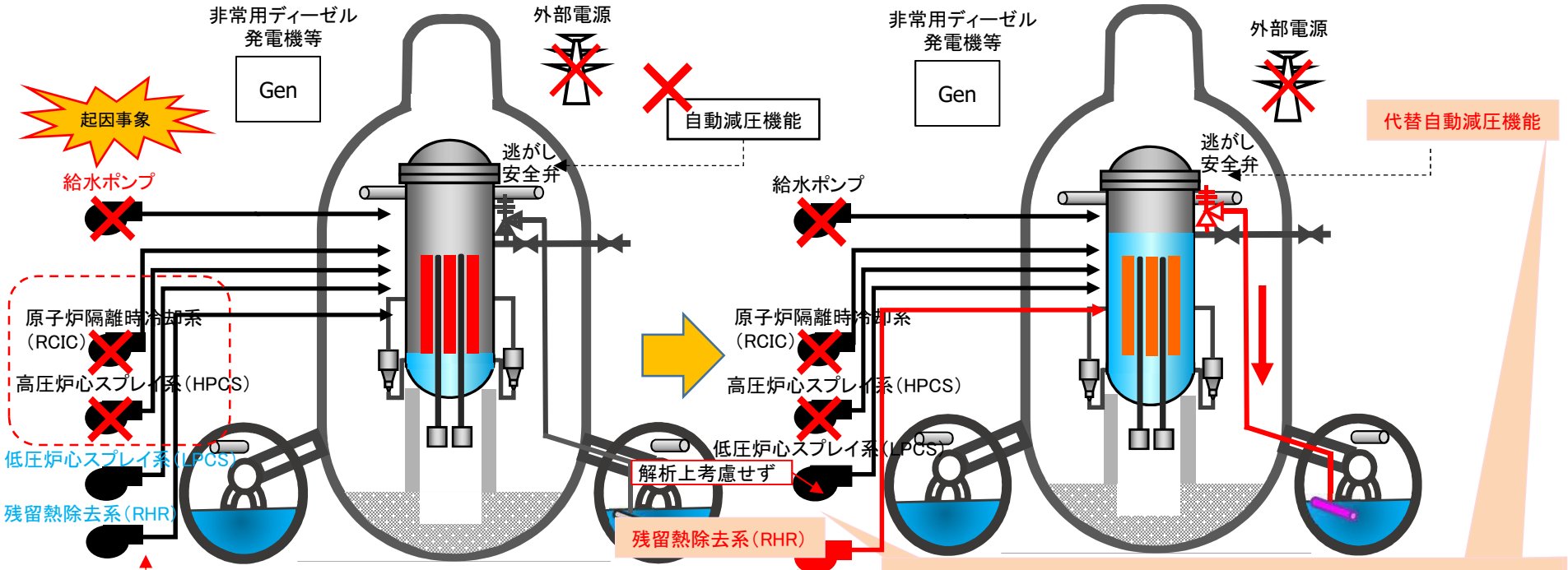
特徴

過渡事象（起因事象は給水流量の全喪失）の発生後、高圧注水機能（原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系）及び減圧機能（自動減圧機能）が喪失する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの水蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

【初期の対策】
・代替自動減圧機能にて逃がし安全弁（自動減圧機能付き）を作動し、残留熱除去系（低圧注水モード）にて炉心を冷却

【安定状態に向けた対策】
・残留熱除去系（低圧注水モード）による炉心の冷却を継続
・残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード及び原子炉停止時冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱を実施



設計基準事故対処設備の高圧注水機能及び自動減圧機能が喪失。また、減圧ができないため、低圧注水を行うことができない。

原子炉水位回復後は、他系統による残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）を追加起動する。

自動減圧機能の代替として、代替自動減圧機能を新たに整備し、必要な信号（※）が入れば自動減圧を行い、低圧注水系で注水を行う。

※原子炉水位低（レベル1）、かつ、低圧炉心スプレイ・ポンプ又は残留熱除去ポンプ運転

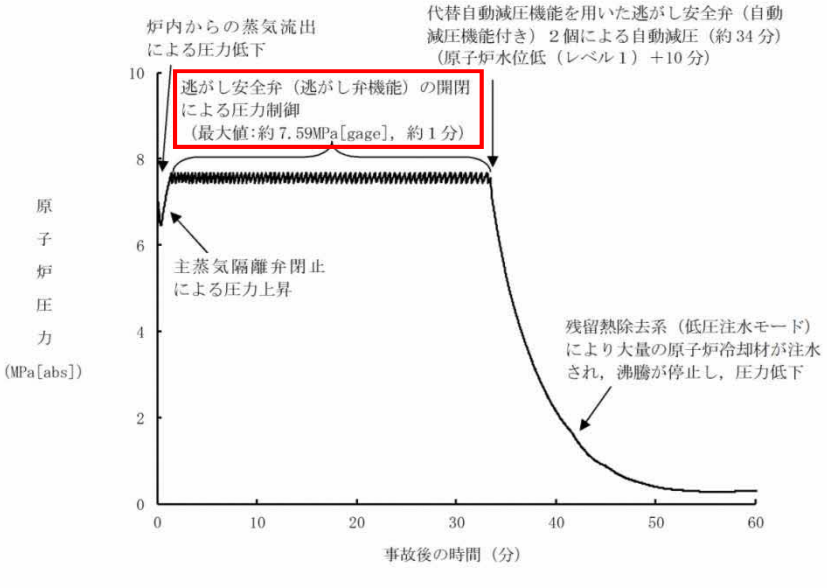
事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P. 183＞

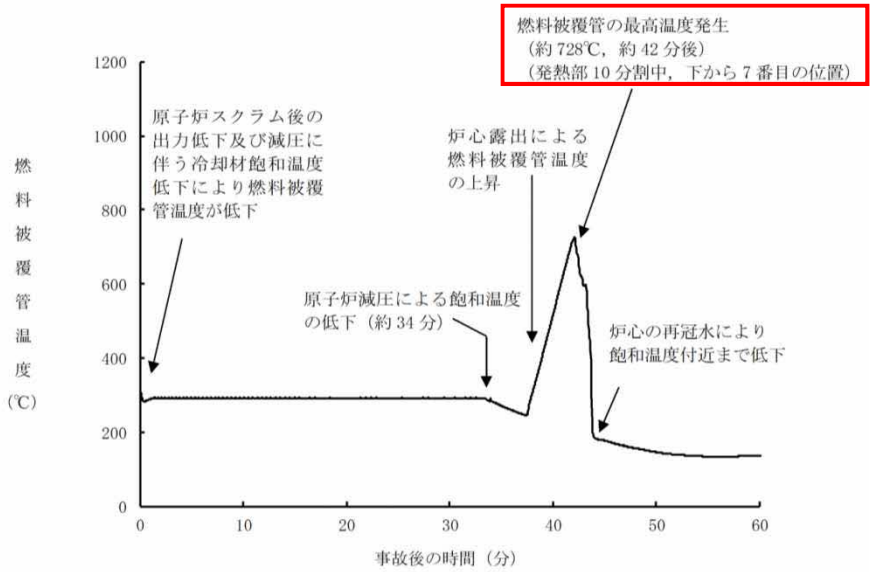
主な解析結果

- 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を下回る。
- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。

原子炉圧力の推移



燃料被覆管温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「高圧注水・減圧機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」の特徴と主な対策（1/2）

事故想定　「外部電源喪失＋交流電源（DG－A、B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」

＜審査書案　P. 189＞

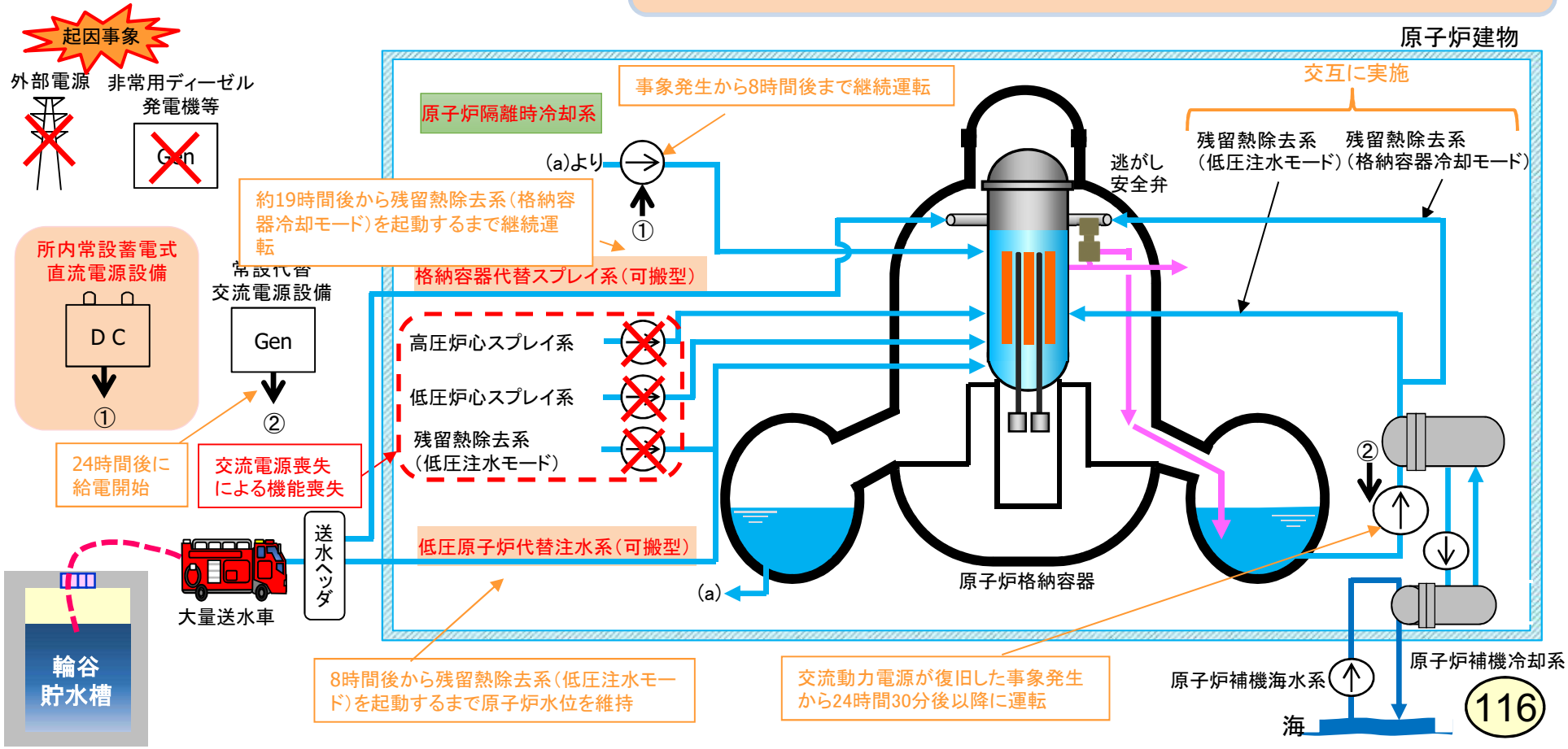
特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、直流電源の枯渇により原子炉隔離時冷却系が停止する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

※1　サプレッション・プール水温が100℃に到達するため、8時間までの運転としている。

[0～8時間] 直流電源を確保し、原子炉隔離時冷却系を継続運転（※1）
[8時間～] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉圧力容器 の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却
[約19時間～] 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
[24時間～] 常設代替交流電源設備による給電開始
[24時間30分～] 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱



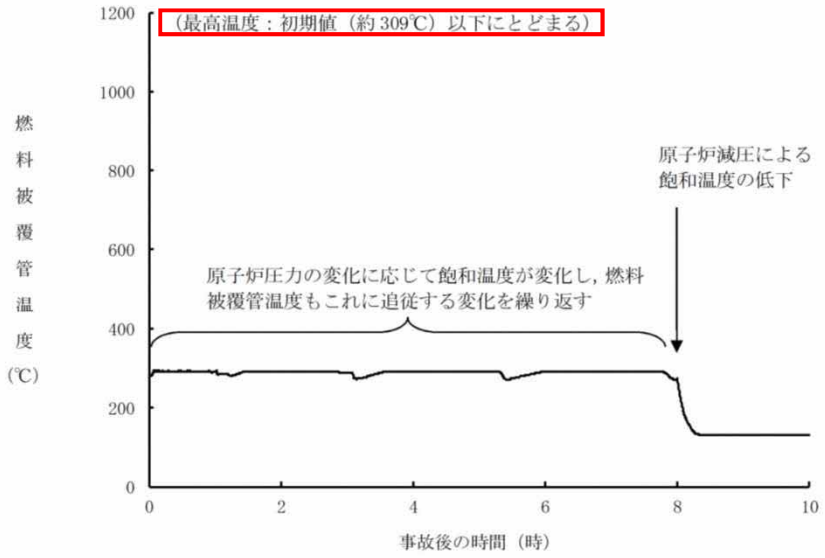
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P. 189＞

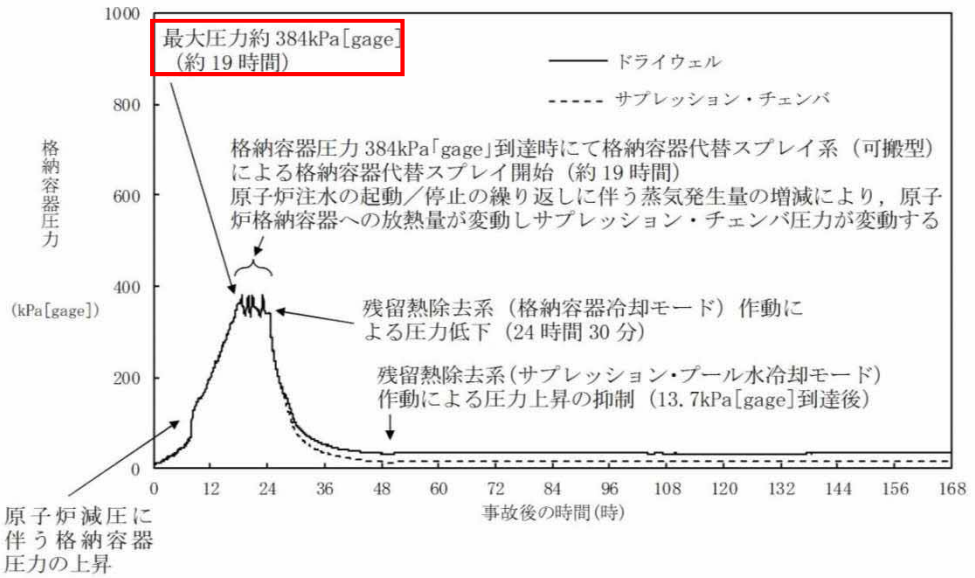
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（長期TB）」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」の特徴と主な対策（1/2）

事故想定　「外部電源喪失＋交流電源（DG－A、B）失敗＋高圧炉心冷却失敗」

＜審査書案　P.195＞

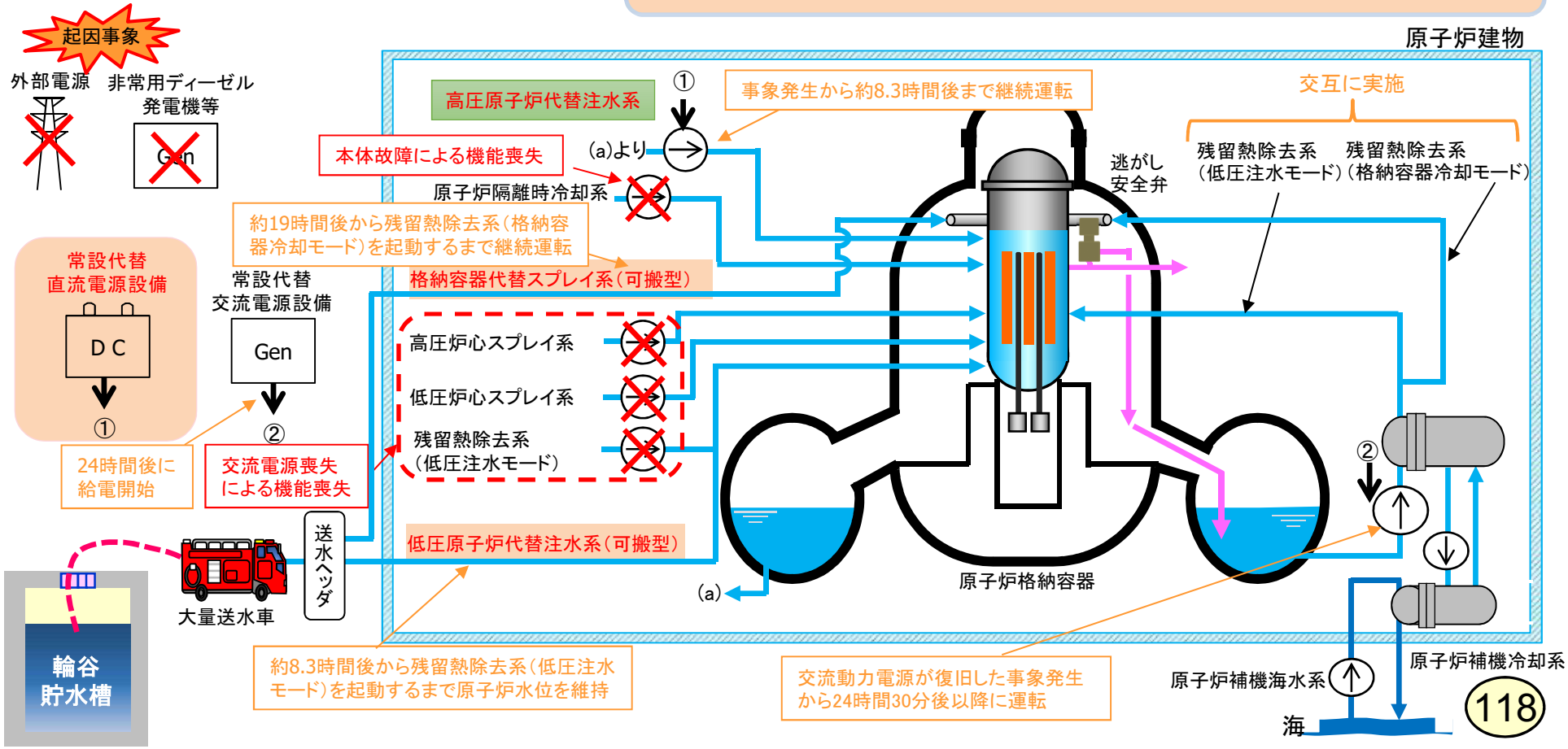
特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、本体の故障により原子炉隔離時冷却系が停止する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

[0～約8.3時間] 直流電源を確保し、高圧原子炉代替注水系を継続運転（※1）
[約8.3時間～] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却
[約19時間～] 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
[24時間～] 常設代替交流電源設備による給電開始
[24時間30分～] 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱

※1　サプレッション・プール水温が100℃に到達するため、約8.3時間までの運転としている。



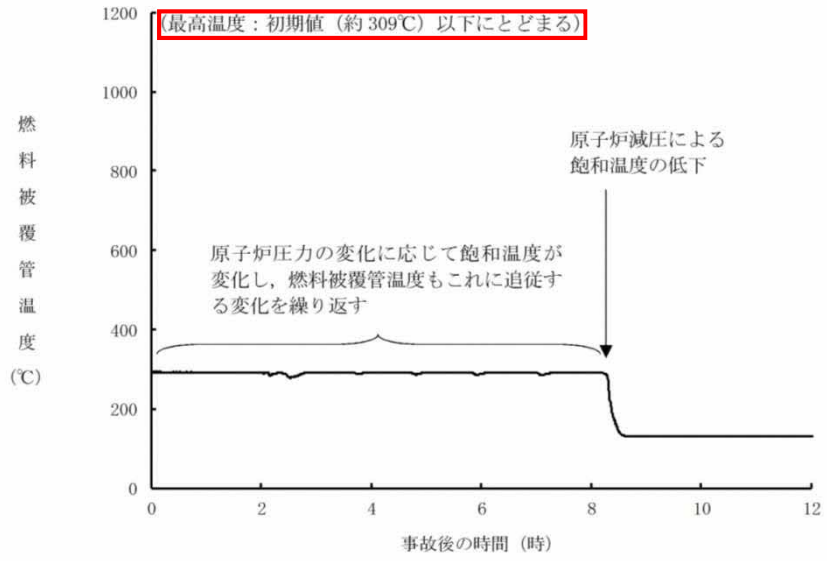
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P. 195＞

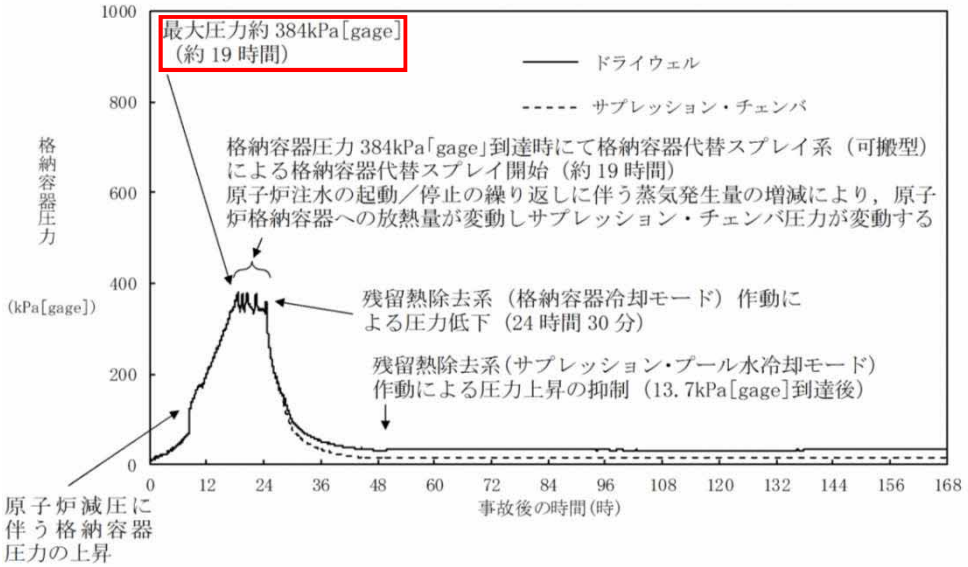
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。よって、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBU）」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」の特徴と主な対策（1/2）

事故想定　「外部電源喪失＋直流電源（区分1、2）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」

＜審査書案　P.199＞

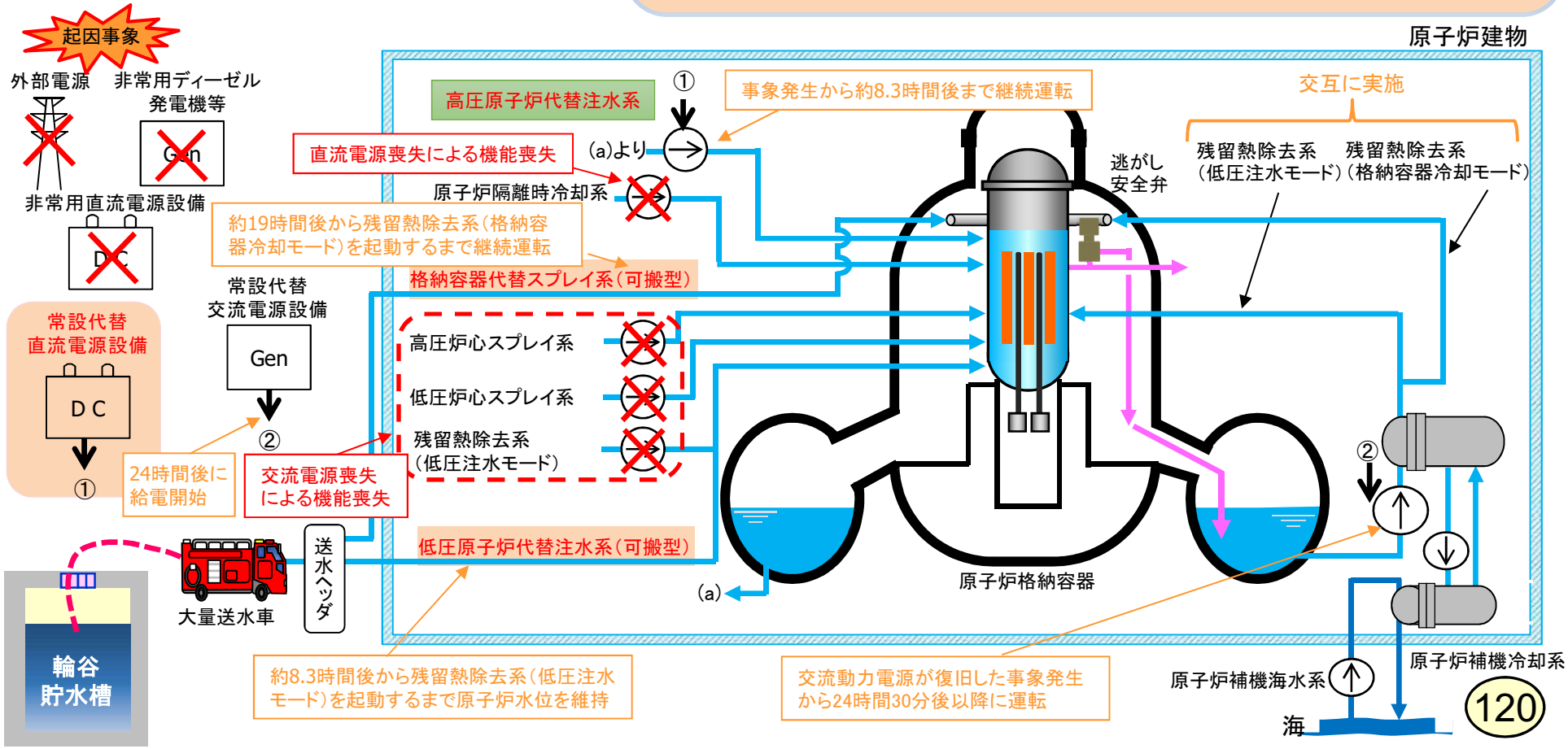
特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後直流電源の喪失により原子炉隔離時冷却系が停止する。原子炉圧力の上昇に伴う逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

※1　サプレッション・プール水温が100℃に到達するため、約8.3時間までの運転としている。

[0～約8.3時間] 直流電源を確保し、高圧原子炉代替注水系を継続運転（※1）
[約8.3時間～] 逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却
[約19時間～] 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
[24時間～] 常設代替交流電源設備による給電開始
[24時間30分～] 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱



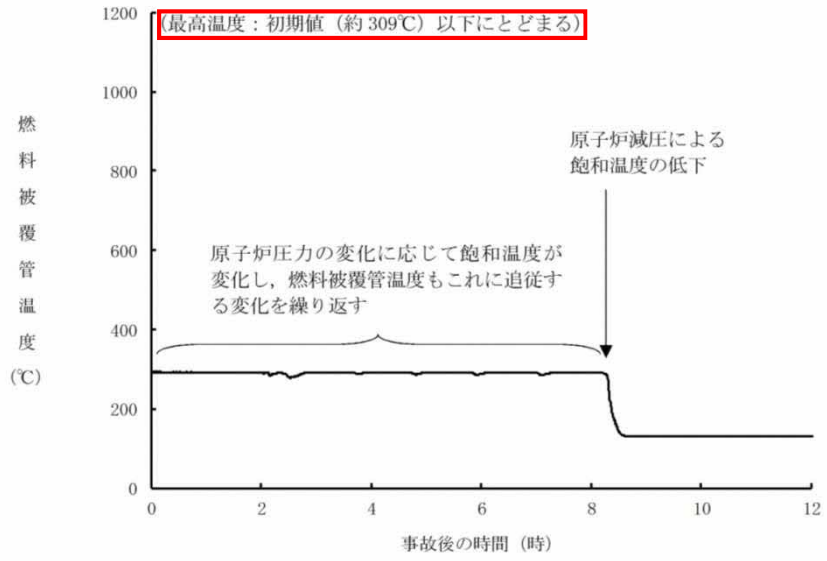
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P.199＞

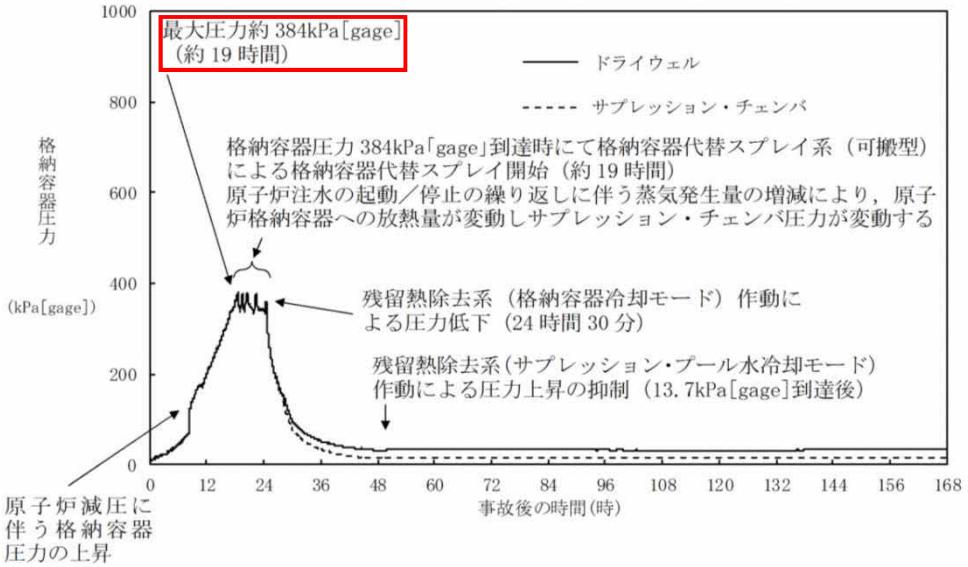
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBD）」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」の特徴と主な対策（1/2）

事故想定　「外部電源喪失＋交流電源（DG－A、B）失敗＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗」

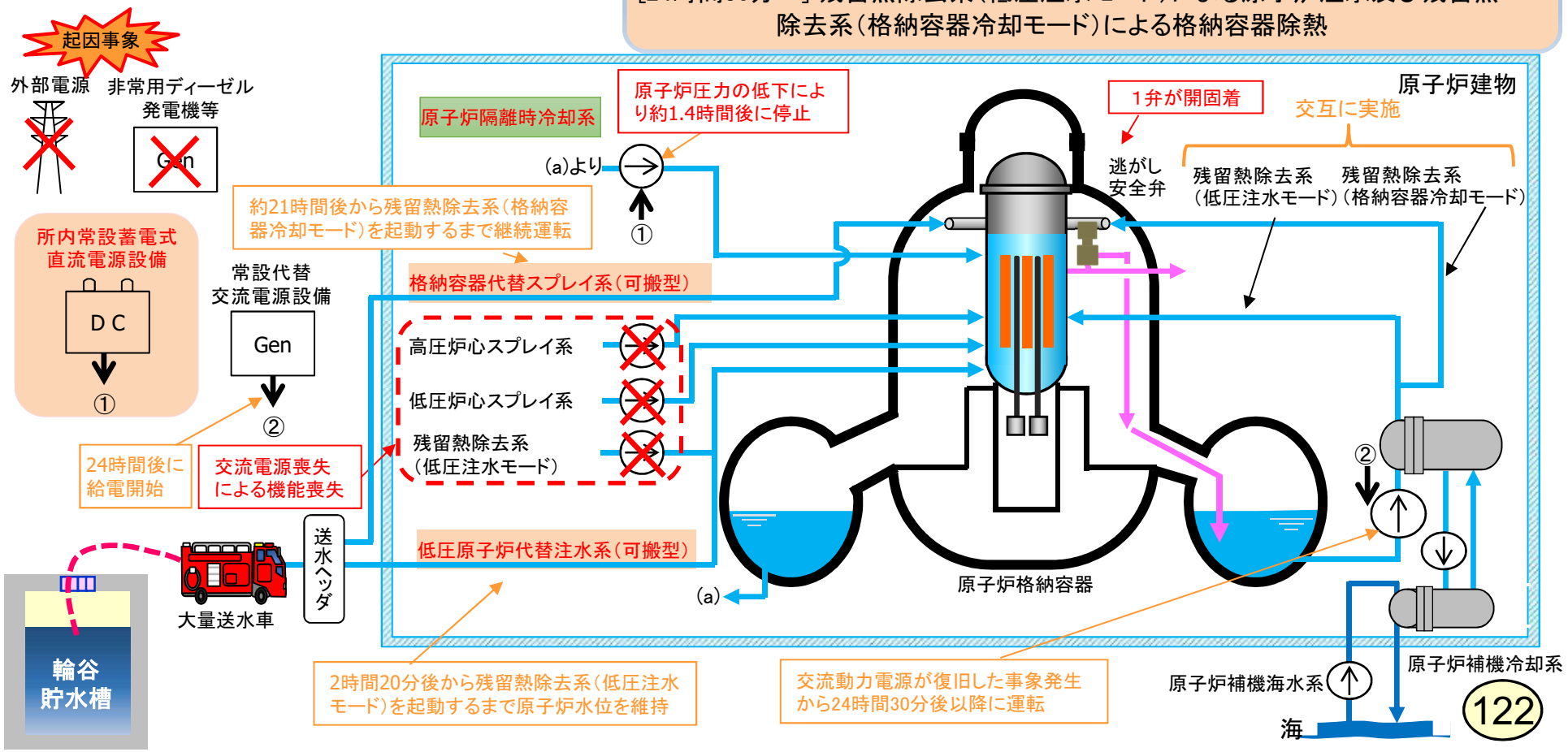
＜審査書案　P.201＞

特徴

外部電源及び非常用ディーゼル発電機等の喪失後、逃がし安全弁の開固着による原子炉圧力の低下に伴い原子炉隔離時冷却系が停止する。逃がし安全弁からの蒸気の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る

対策概要

[0～約1.4時間]原子炉圧力が0.74MPa[gage]未満に低下するまで、原子炉隔離時冷却系を継続運転
[2時間20分～]　逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の手動操作による原子炉圧力容器の減圧及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）により炉心を冷却
[約21時間～] 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器の冷却
[24時間～] 常設代替交流電源設備による給電開始
[24時間30分～] 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水及び残留熱除去系（格納容器冷却モード）による格納容器除熱



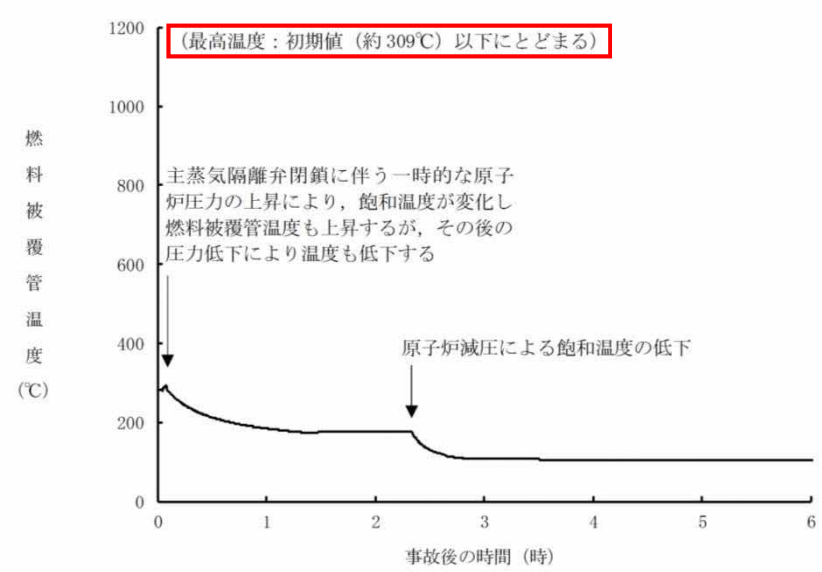
事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P.201＞

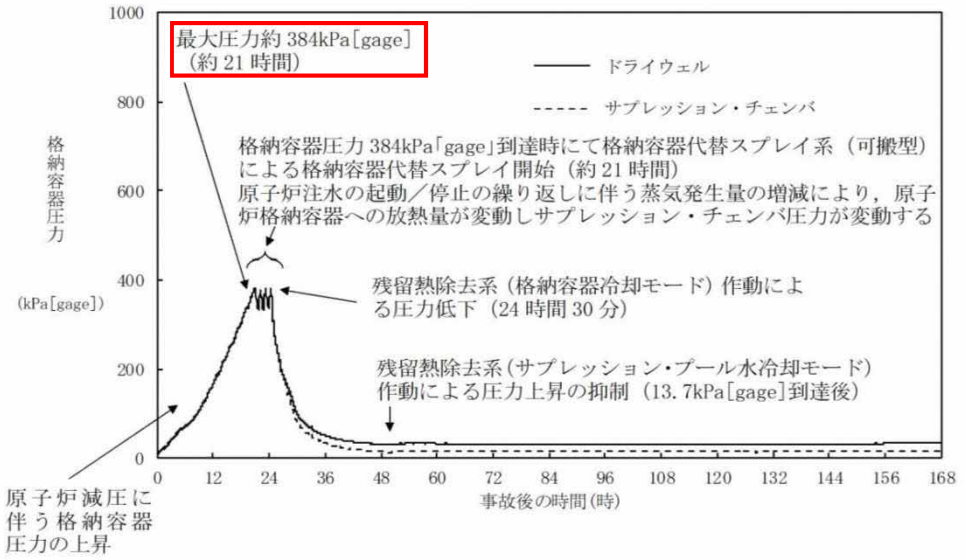
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失（TBP）」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(1/4)

事故想定　「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」(取水機能喪失)

<審査書案　P.208>

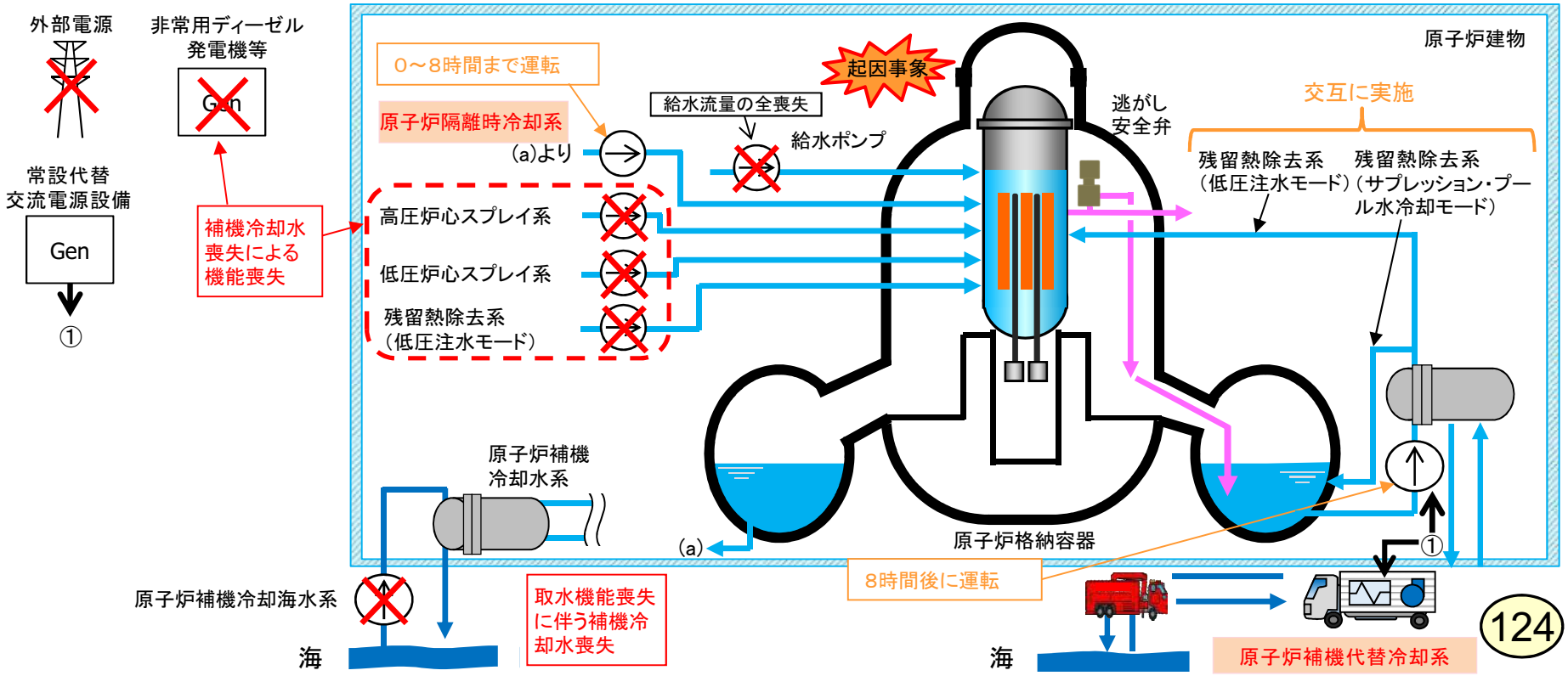
特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、海水を取水する機能を喪失することに伴い最終ヒートシンクへ熱を輸送できなくなることにより、原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

対策概要

※1　サプレッション・プール水温が100℃に到達するため、8時間までの運転としている。

[0～8時間]原子炉隔離時冷却系を継続運転(※1)
[8時間～]逃がし安全弁を手動開操作し、原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(低圧注水モード)を用いて炉心の冷却
[8時間～]原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱



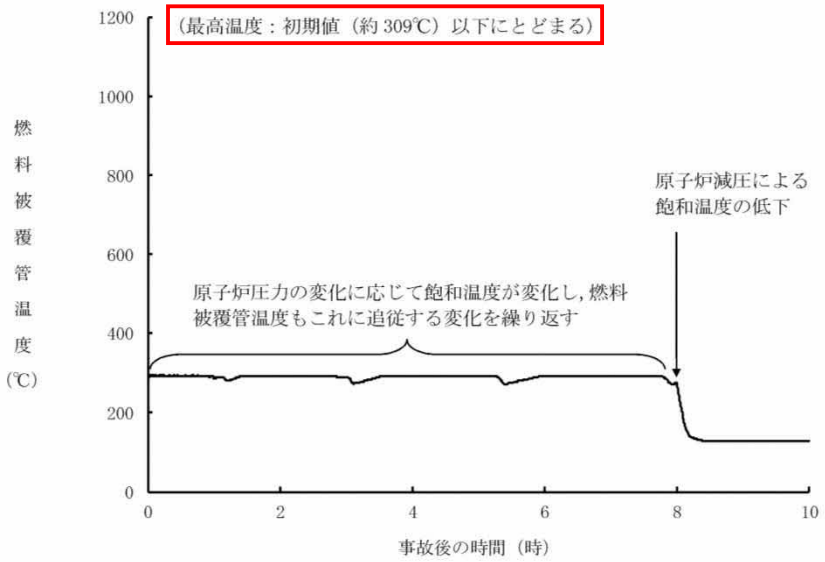
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策（2/4）

＜審査書案　P.208＞

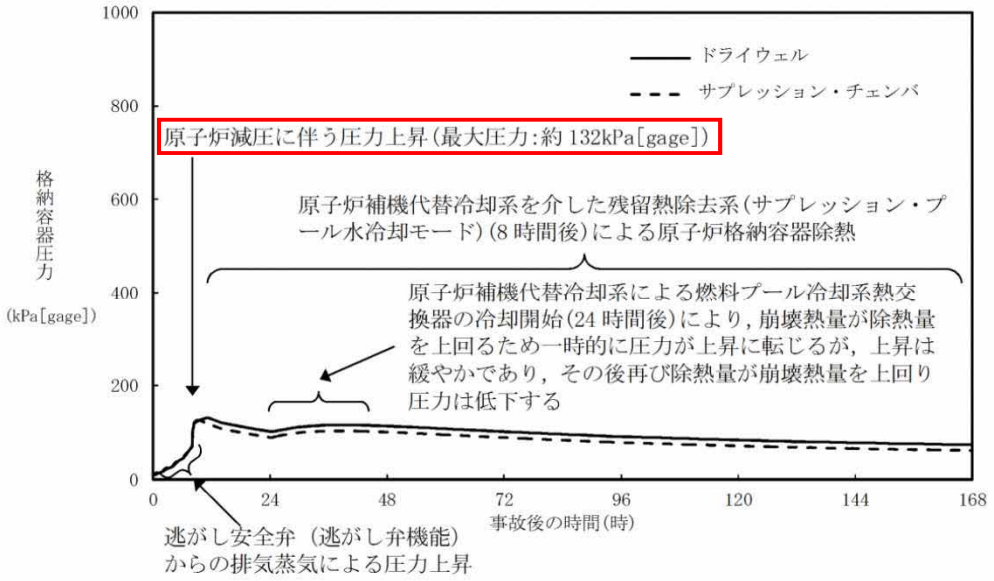
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(3/4)

事故想定　「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」(残留熱除去系故障)

<審査書案 P.213>

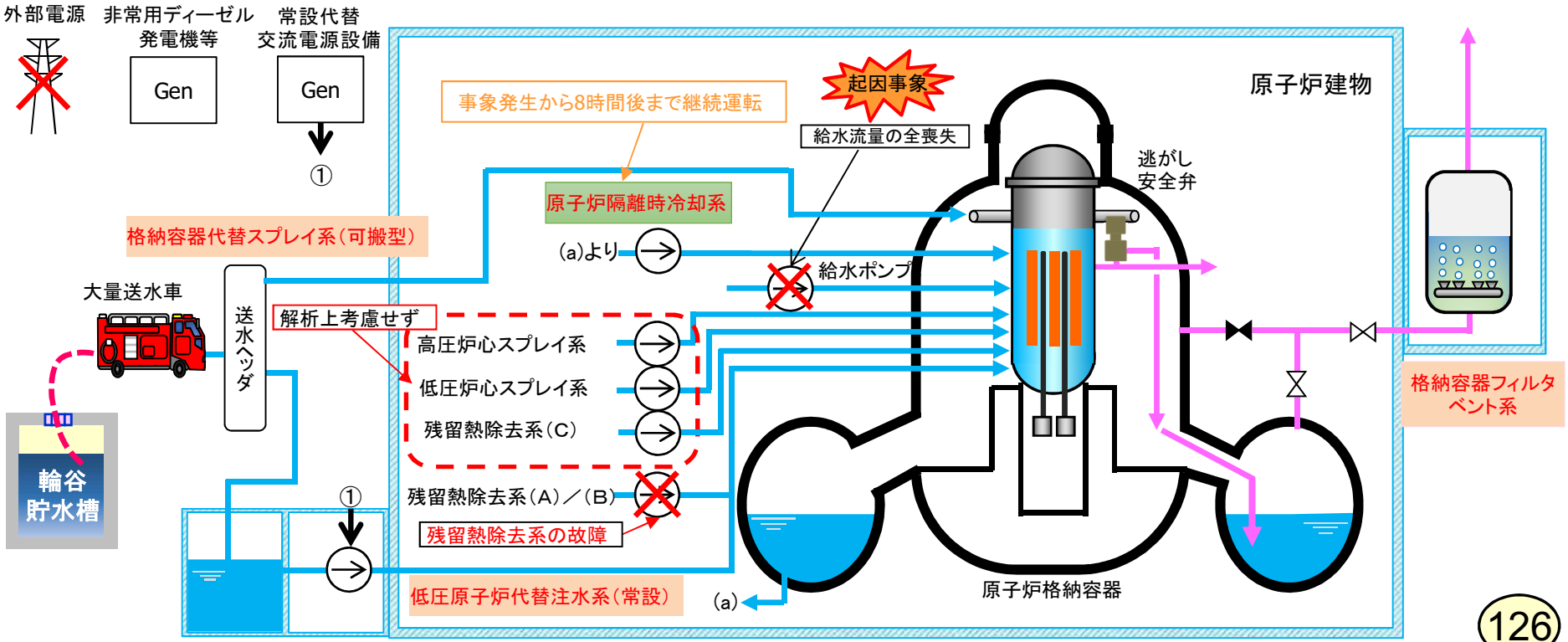
特徴

運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、原子炉圧力容器への注水により炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により原子炉格納容器からの除熱機能を喪失し、原子炉格納容器内の圧力上昇を抑制できないため、原子炉格納容器が先行破損に至る。これに伴い、原子炉圧力容器への注水の継続ができなくなる場合、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。

対策概要

※1　サプレッション・プール水温が100℃に到達するため、8時間までの運転としている。

[0～8時間]原子炉隔離時冷却系による炉心冷却(※1)
[8時間～]逃がし安全弁を手動開操作し、低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心の冷却
[約19時間～]格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却
[30時間～] 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱



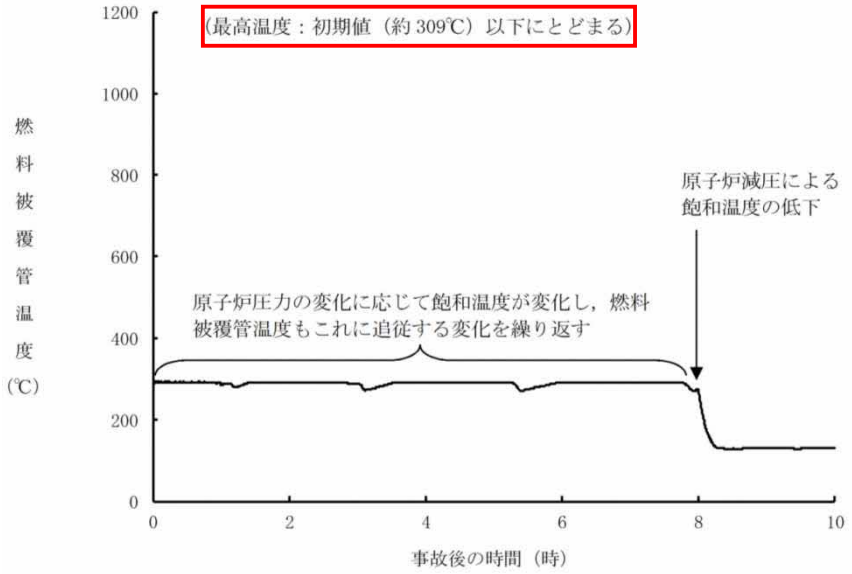
事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策（4/4）

＜審査書案 P.213＞

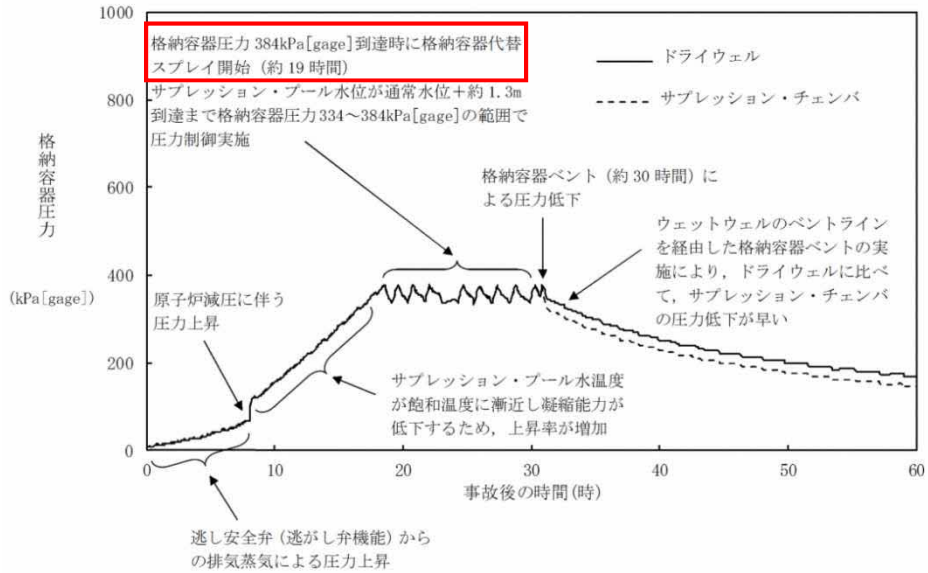
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。
- 格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量は、「LOCA時注水機能喪失」での評価結果（約 1.7×10^{-2}mSv以下）であり、5mSvを下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、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こと、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定　「過渡事象＋原子炉停止失敗」

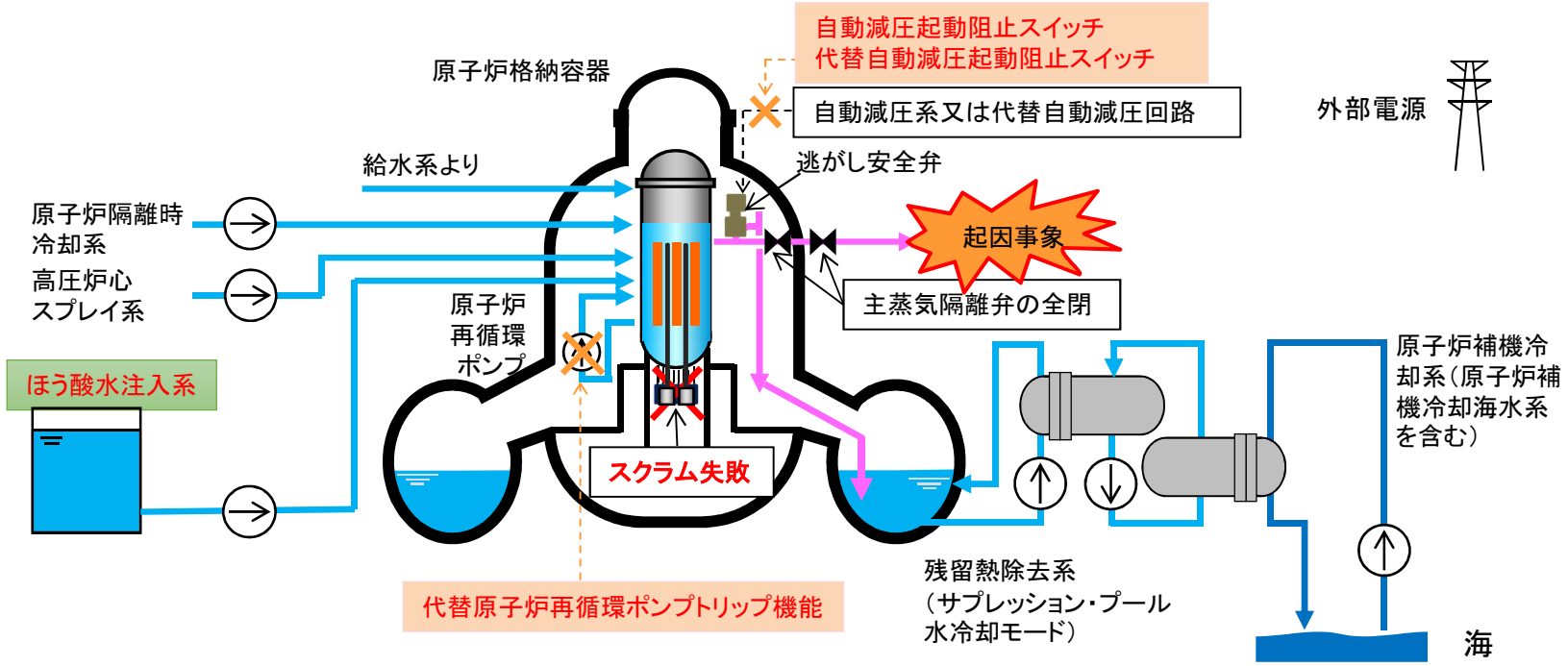
＜審査書案　P.219＞

特徴

運転時の異常な過渡変化の発生後に原子炉停止機能が作動せず、原子炉出力を低下させることができないことから、原子炉圧力容器内の圧力が上昇することにより逃がし安全弁からの水蒸気の流出が継続し、原子炉水位が低下することにより炉心が露出し、炉心損傷に至る

対策概要

・代替原子炉再循環ポンプトリップ機能による原子炉出力の抑制
・自動減圧起動阻止スイッチ及び代替自動減圧起動阻止スイッチにより原子炉冷却材注入量の増加を阻止することによる正の反応度印加の防止
・ほう酸水注入系による原子炉停止及び未臨界の維持
・原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系による炉心の冷却
・残留熱除去系(サプレッション・プール水冷却モード)による原子炉格納容器からの除熱



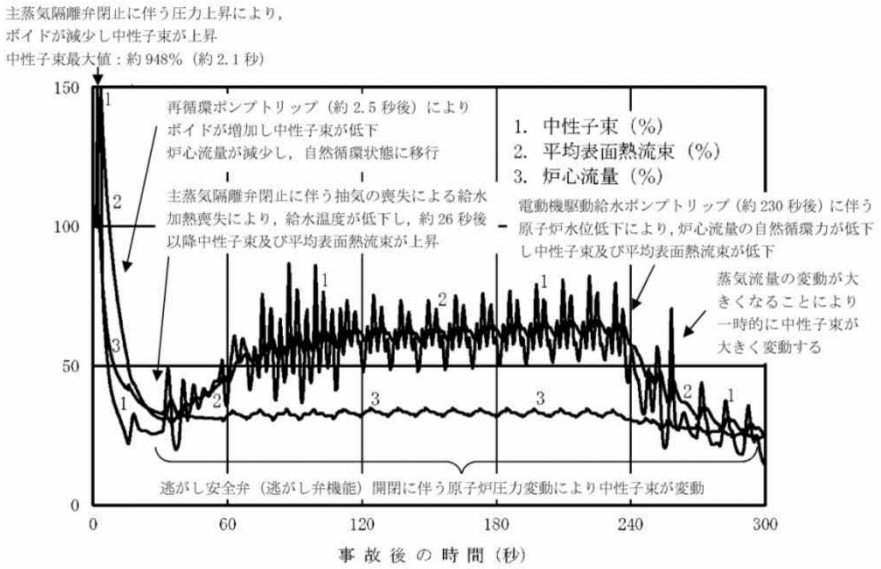
事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴と主な対策(2/2)

＜審査書案 P.219＞

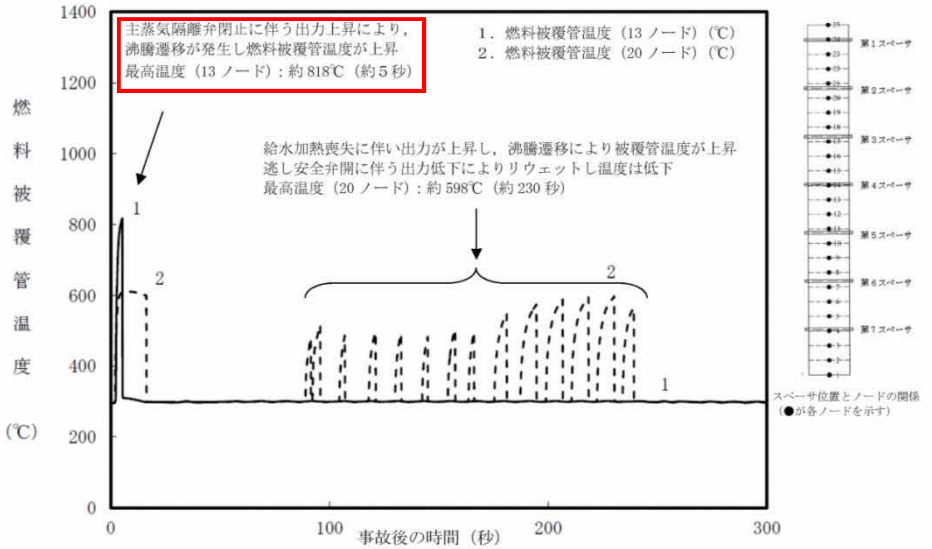
主な解析結果

- 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は最高使用圧力の1.2倍(10.34MPa[gage])を下回る。
- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。

中性子束、平均表面熱流束及び炉心流量の推移



燃料被覆管温度(沸騰遷移発生位置)の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴と主な対策(1/2)

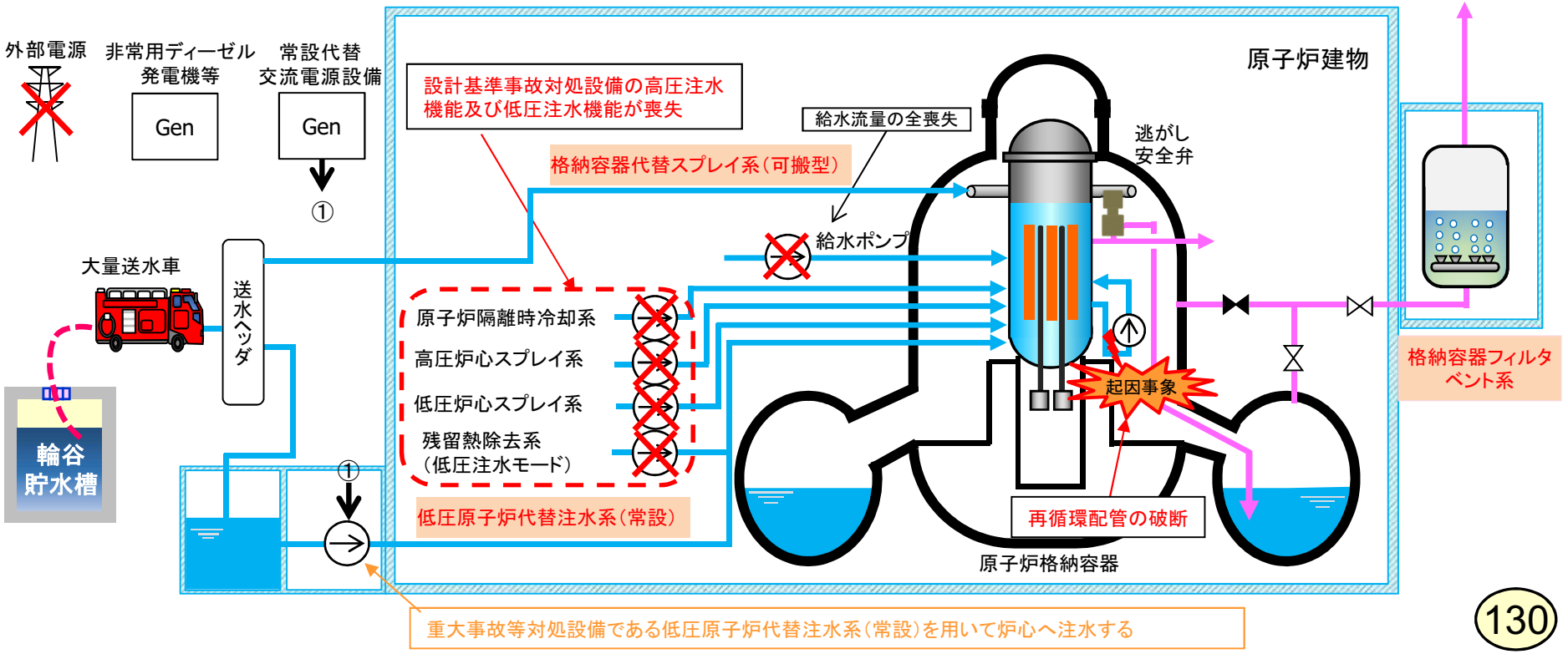
事故想定　「冷却材喪失(中破断LOCA)＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」　＜審査書案 P.226＞

特徴

中小破断LOCAの発生後、高圧注水機能(原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系)及び低圧注水機能(低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系(低圧注水モード))が喪失し、破断箇所からの原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下し、炉心損傷に至る。

対策概要

・逃がし安全弁を手動開操作し、低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心を冷却
・格納容器代替スプレイ系(可搬型)による格納容器冷却
・格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器からの除熱



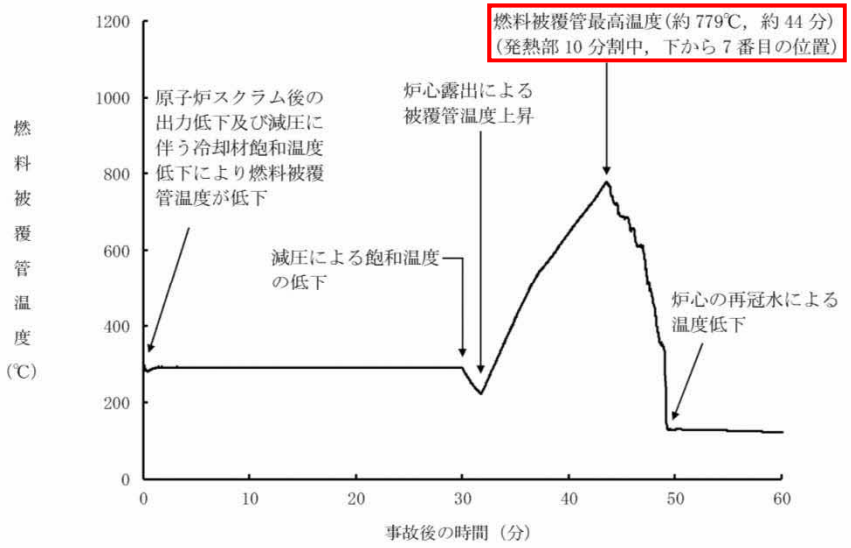
事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案 P.226＞

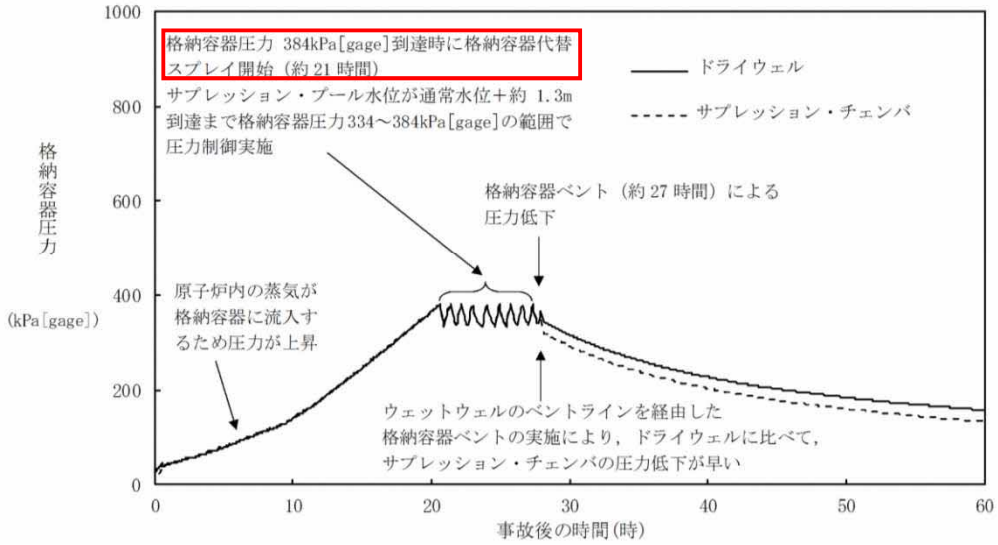
主な解析結果

- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。
- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd（853kPa[gage]）を下回る。
- 格納容器フィルタベント系使用時の敷地境界での実効線量は、約1.7×10^{-2}mSvであり、5mSvを下回る。

燃料被覆管温度の推移



原子炉格納容器圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、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こと、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「LOCA時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の特徴と主な対策（1/2）

事故想定 「ISLOCA」

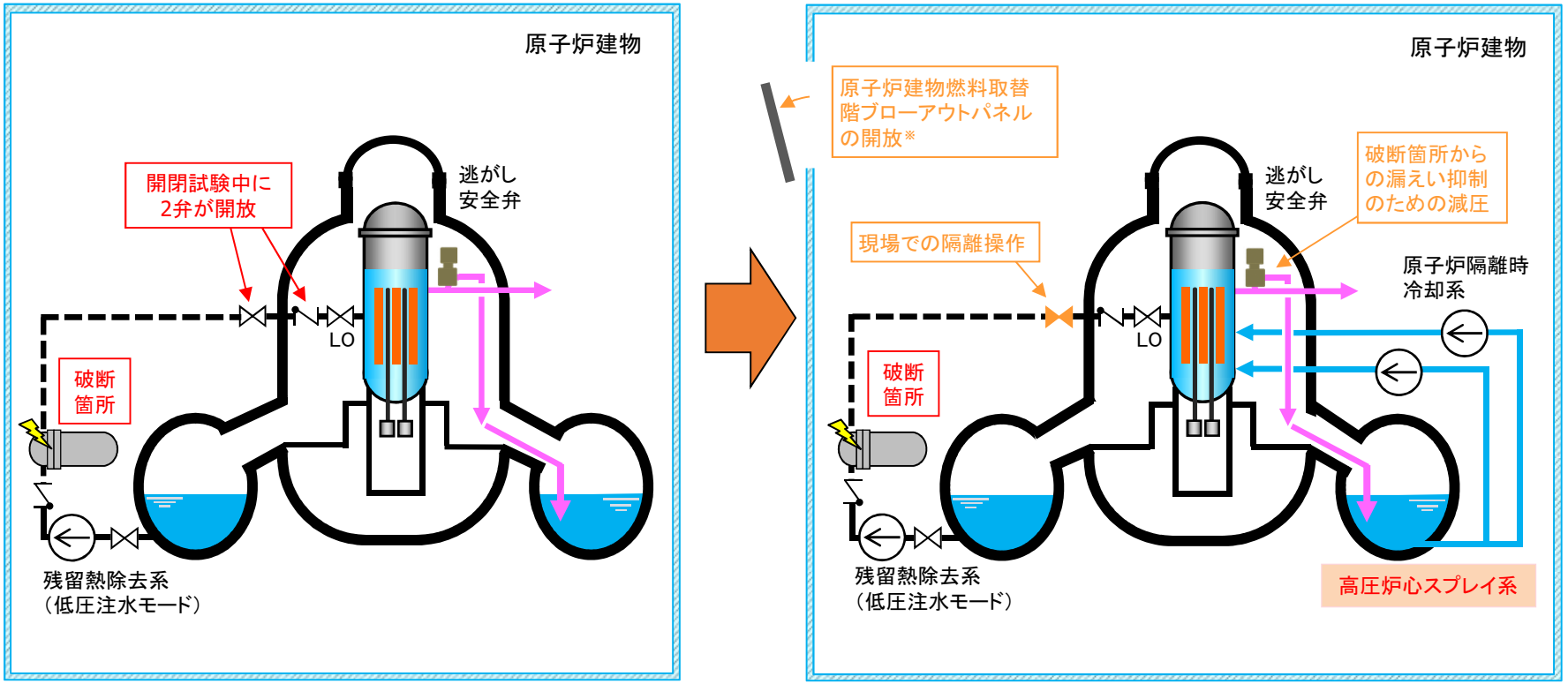
特徴

原子炉冷却材圧力バウンダリ機能の喪失（隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断）に伴い、原子炉冷却材の原子炉格納容器外への漏えいが継続することで、保有水量が減少し、炉心損傷に至る。

対策概要

＜審査書案 P.234＞

・原子炉水位低（レベル2）にて原子炉隔離時冷却系、原子炉水位低（レベル1H）にて高圧炉心スプレイ系が起動
・事象発生から約30分後に原子炉を減圧し、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却を継続
・破断箇所の隔離を実施（約10時間後）
・健全側の残留熱除去系（サプレッション・プール水冷却モード）による原子炉格納容器からの除熱



▬▬▪ ： 低圧設計配管
LO ： ロックドオープン（常時開の手動弁）

※ 閉止機能については、別資料にて説明

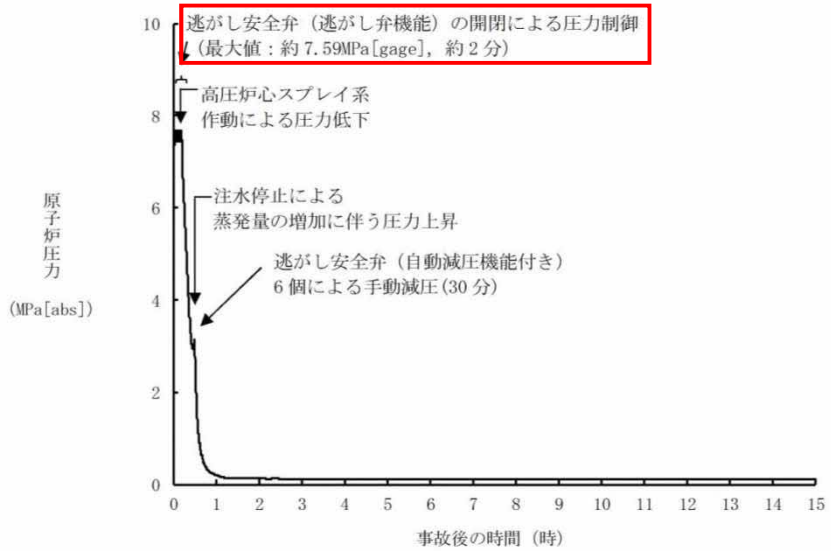
事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P.234＞

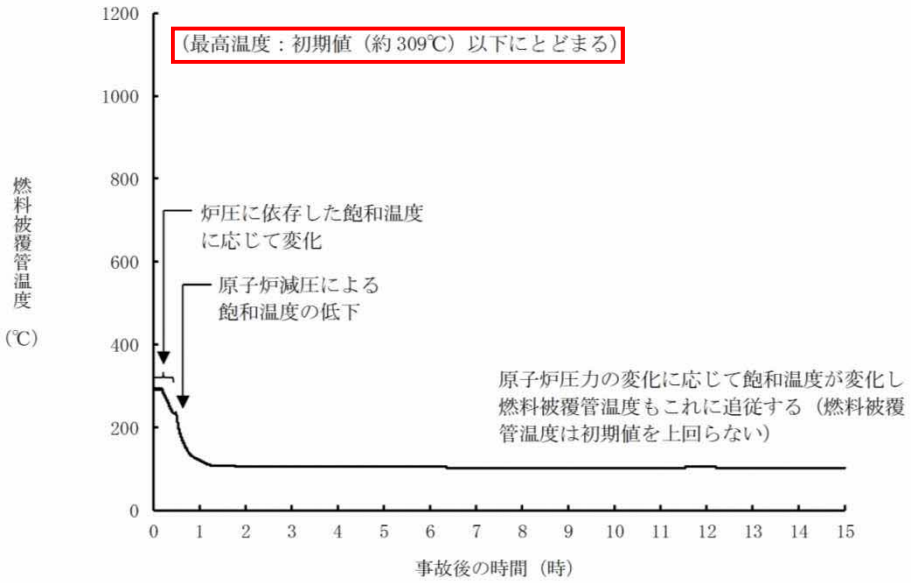
主な解析結果

- 原子炉冷却材圧力バウンダリの最高圧力は最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を下回る。
- 燃料被覆管最高温度は1,200℃以下を満たしている。

原子炉圧力の推移



燃料被覆管温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」に対する炉心損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

原子炉格納容器の破損の防止

想定する格納容器破損モードと評価事故シーケンス

格納容器破損モード	評価事故シーケンス	ページ
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）	冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失	137
②高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH（※1））	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生	141
③原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI（※2））	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生	144
④水素燃焼	冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失	149
⑤溶融炉心・コンクリート相互作用	過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗	151

※1　DCH : Direct Containment Heating
※2　FCI : Fuel Coolant Interaction

格納容器破損防止対策の評価項目

＜審査書案 P.240＞

格納容器破損防止対策の評価項目は以下のとおり。

(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。

(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。

(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(※)。

(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。

(e)急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－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。

(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。(ドライ条件に換算して水素濃度が13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること。)

(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。

(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。

(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。

(※)有効性評価ガイドでは、「想定する格納容器破損モードに対して、Cs-137の放出量が100TBqを下回っていること」としている。

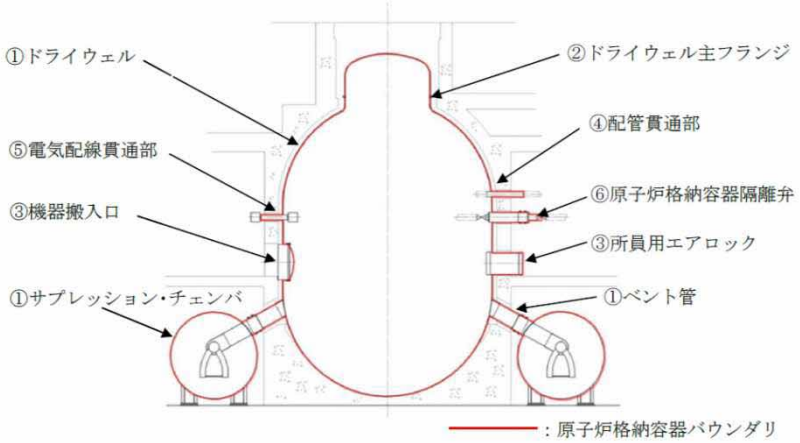
格納容器破損防止対策（限界温度・限界圧力）

<審査書案 P.240>

要求事項:
(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。
(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。
これらの要求事項に対して、限界温度又は限界圧力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を求められる。

島根2号炉においては、原子炉格納容器の限界圧力を2Pd（853kPa[gage]、Pd:最高使用圧力）、限界温度を200℃としていることから、当該環境においても原子炉格納容器は閉じ込め機能を満足することの根拠と妥当性を確認する。

評価対象部位		想定される機能喪失要因	評価方法	評価結果
①	原子炉格納容器本体	延性破壊、疲労破壊	試験結果等を活用した評価 設計・建設規格に基づく評価	2Pdに対して、一定以上の裕度を有する。
②	ドライウエル主フランジ	延性破壊	試験結果等を活用した評価 設計・建設規格に基づく評価	
③	ハッチ類	延性破壊、座屈	設計・建設規格に基づく評価	
④	配管貫通部（スリーブ、平板類、閉止板、伸縮継手を含む）	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑤	電気配線貫通部	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
⑥	原子炉格納容器隔離弁	延性破壊	設計・建設規格に基づく評価	
②から⑥	各シール部 （②から④及び⑥は改良EPDM材等に変更予定）	変形・高温劣化	試験結果等を活用した評価	200℃、2Pdを7日間継続しても漏えいしない。



評価対象部位

原子炉格納本体に対する評価結果

評価対象	評価部位	評価方法の概要	評価結果
原子炉格納容器本体	構造・形状不連続部	代表プラントの原子炉格納容器全体構造の解析結果を適用し、許容応力を評価	2Pdを上回ること
	一般部		2Pdを上回ること
	ドライウェル基部		許容応力を下回ること
	ベント管ベローズ		疲労累積係数1以下

審査結果

格納容器破損防止対策において、原子炉格納容器の閉じ込め機能に期待できる根拠と妥当性を示した上で、限界温度及び限界圧力を設定していることを確認

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 < https://www.nsr.go.jp/data/000356292.pdf>

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(1/4)

<審査書案 P.242>

代替循環冷却系(残留熱代替除去系)を使用する場合

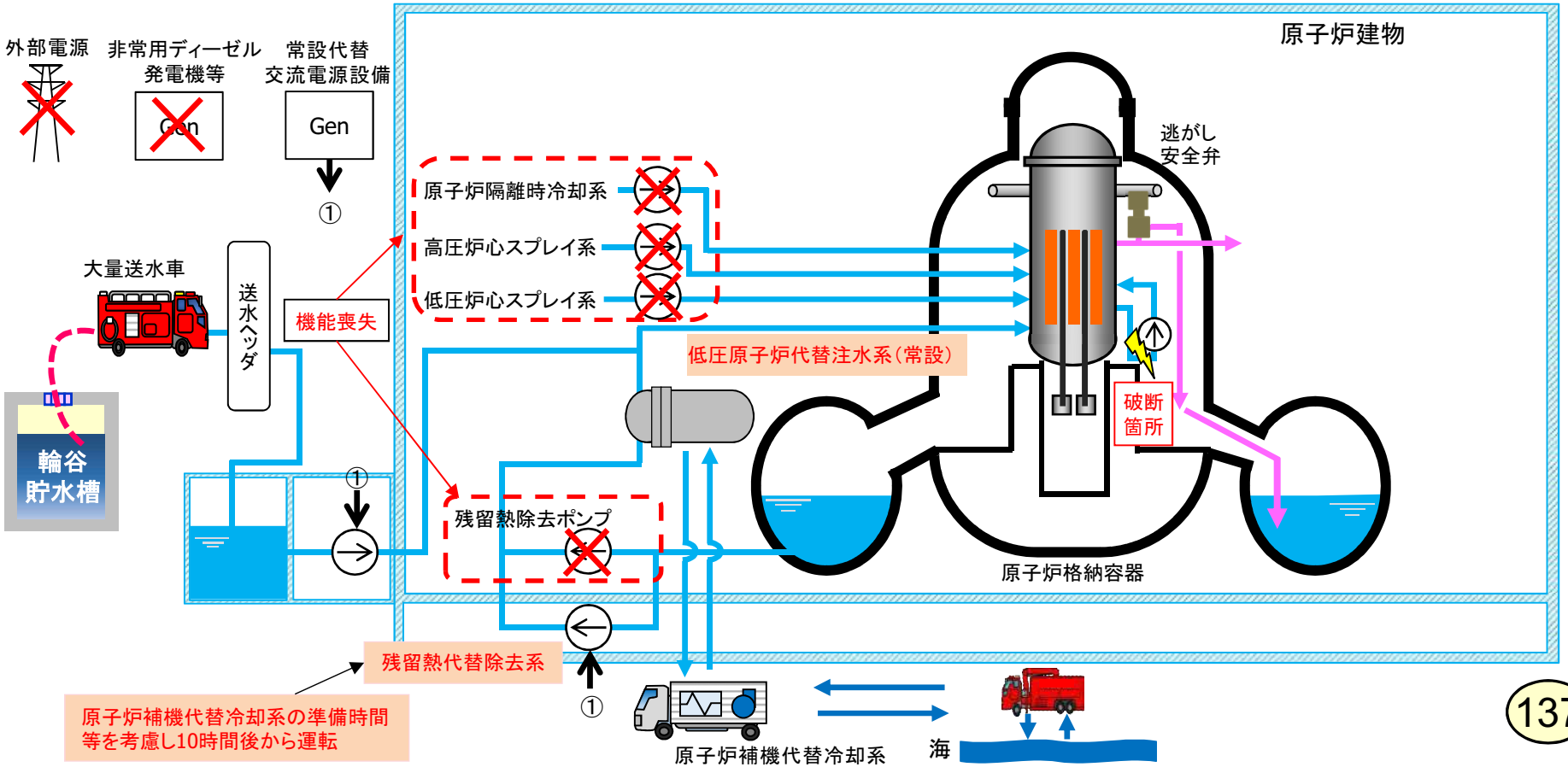
事故想定 「冷却材喪失(大破断LOCA)＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」

特徴

配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

・低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心の冷却
・残留熱代替除去系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(2/4)

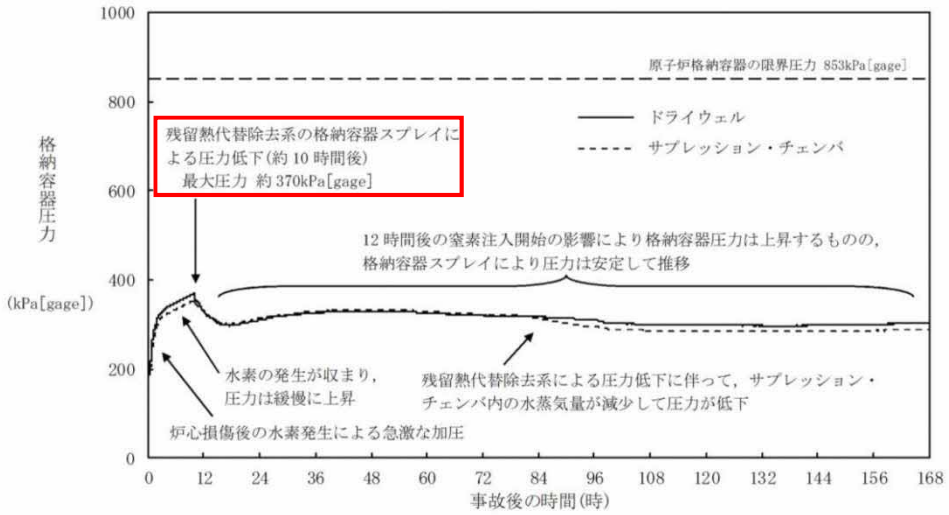
代替循環冷却系(残留熱代替除去系)を使用する場合

＜審査書案 P.242＞

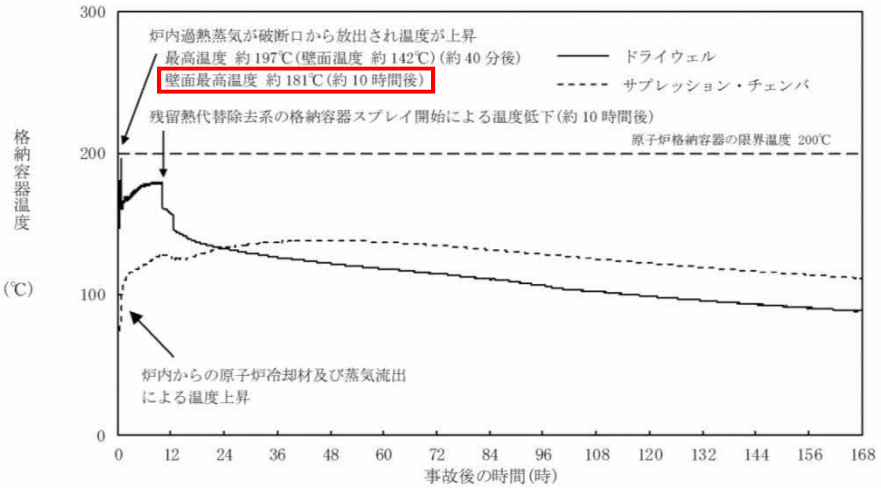
主な解析結果

- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(853kPa)を下回る
- 原子炉格納容器の最高温度は、限界温度200℃を下回る
- 環境中に放出されるCs-137の放出量は約1.1TBq(7日間)であり、100TBqを下回る

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典:発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(3/4)

格納容器圧力逃がし装置(格納容器フィルタベント系)を使用する場合

<審査書案 P.247>

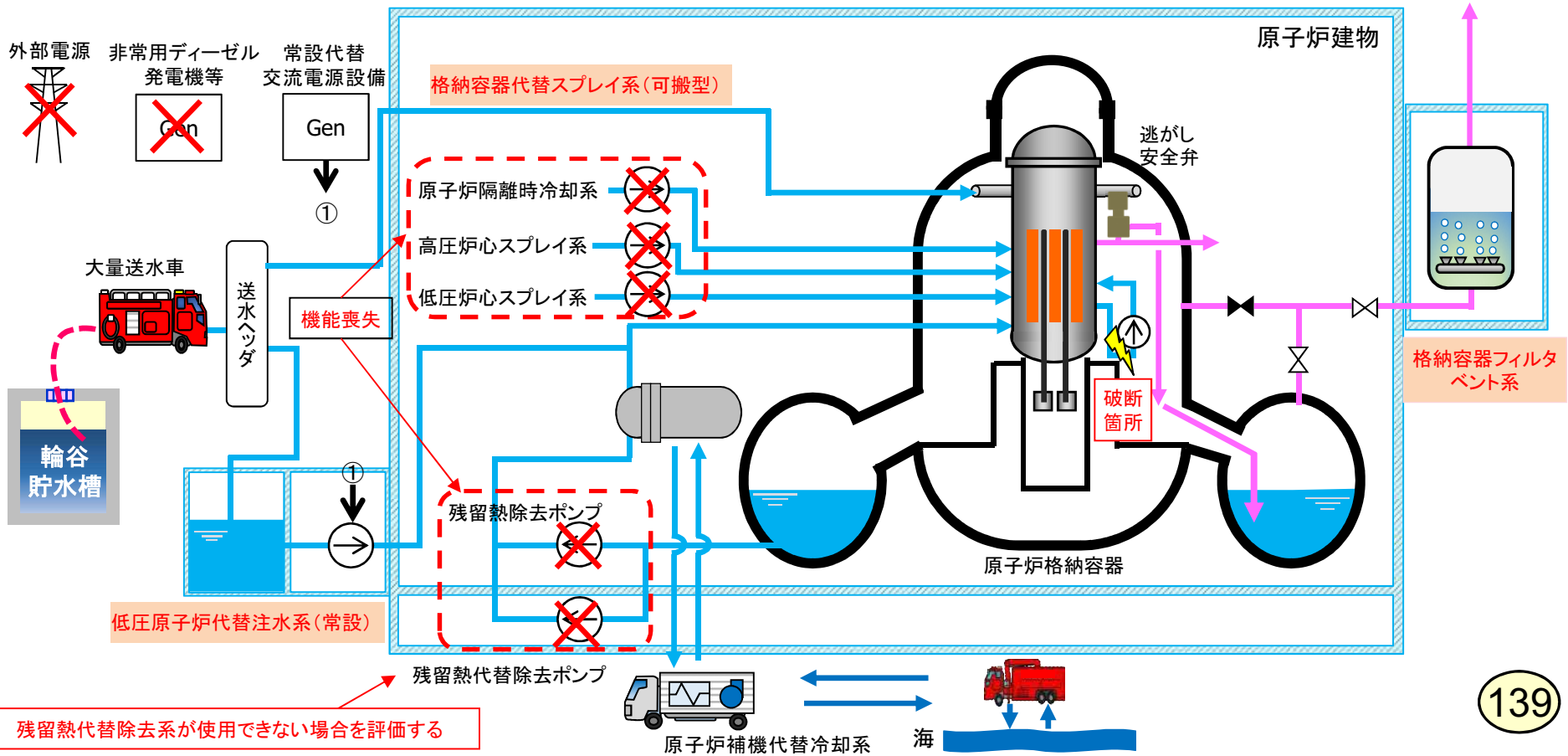
事故想定 「冷却材喪失(大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」

特徴

配管破断等により流出した高温の原子炉冷却材、崩壊熱及びジルコニウム-水反応により発生した水蒸気並びにジルコニウム-水反応及び水の放射線分解による非凝縮性ガスによって原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇し、その後、放置すれば原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- 低圧原子炉代替注水系(常設)による炉心の冷却
- 格納容器代替スプレイ系(可搬型)による原子炉格納容器の冷却
- 格納容器フィルタベント系による最終ヒートシンクへの熱の輸送手段の確保



格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」の特徴と主な対策(4/4)

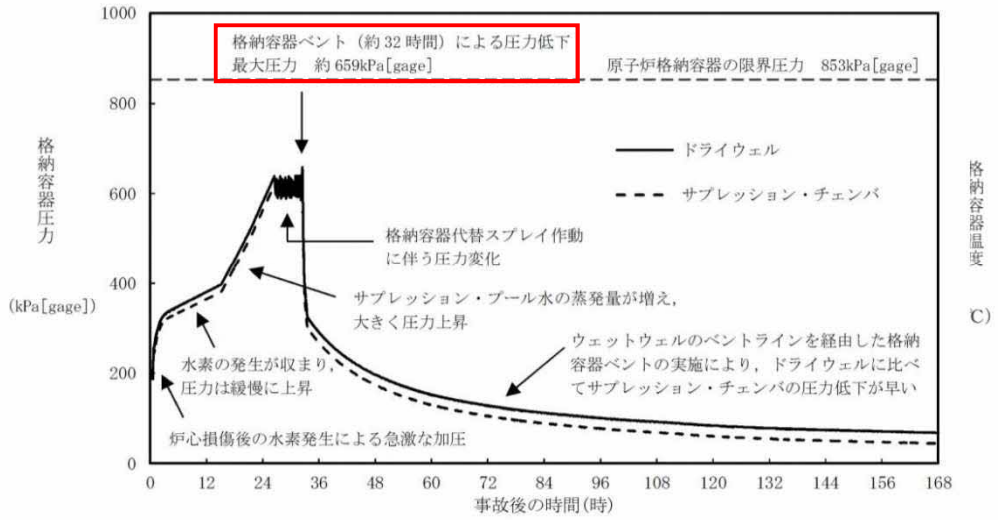
＜審査書案　P.247＞

格納容器圧力逃がし装置(格納容器フィルタベント系)を使用する場合

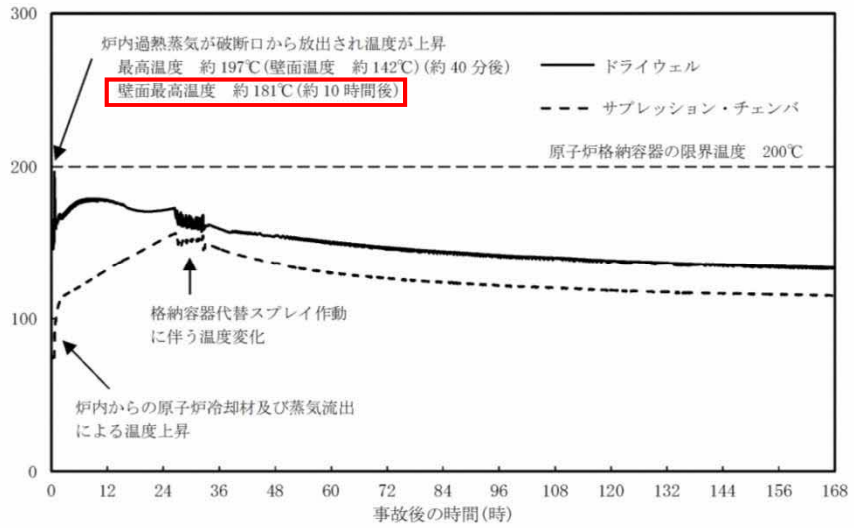
主な解析結果

- 原子炉格納容器の最高圧力は、限界圧力2Pd(853kPa)を下回る。
- 原子炉格納容器の最高温度は、限界温度200℃を下回る。
- 環境中に放出されるCs-137の放出量は約4.8TBq(7日間)であり、100TBqを下回る。

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356291.pdf>

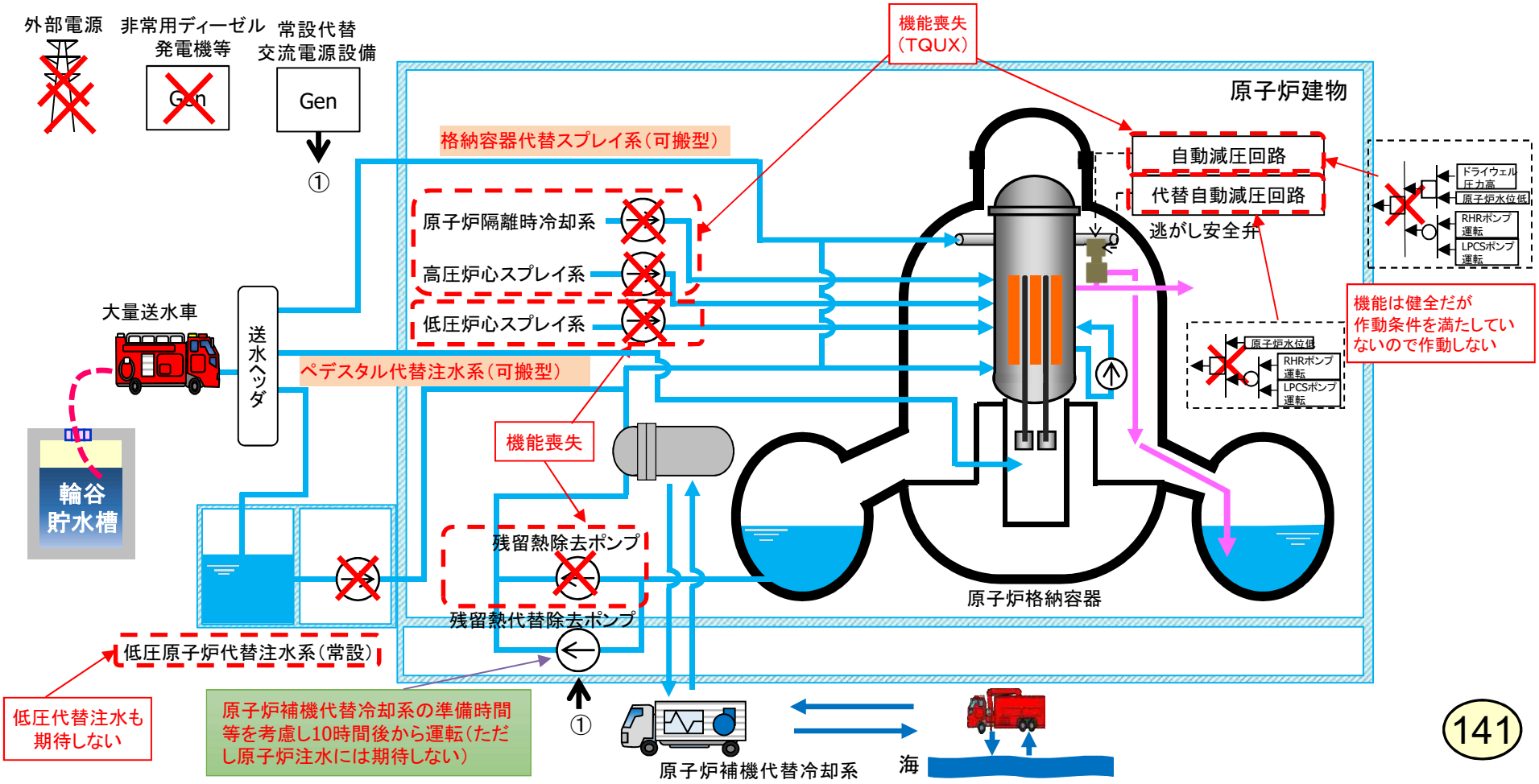
格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策（1/3）

事故想定　「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生」

＜審査書案　P.253＞

特徴

・原子炉圧力容器が高い圧力の状況で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、格納容器雰囲気が直接加熱されることで、格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の破損に至る。



格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策（2/3）

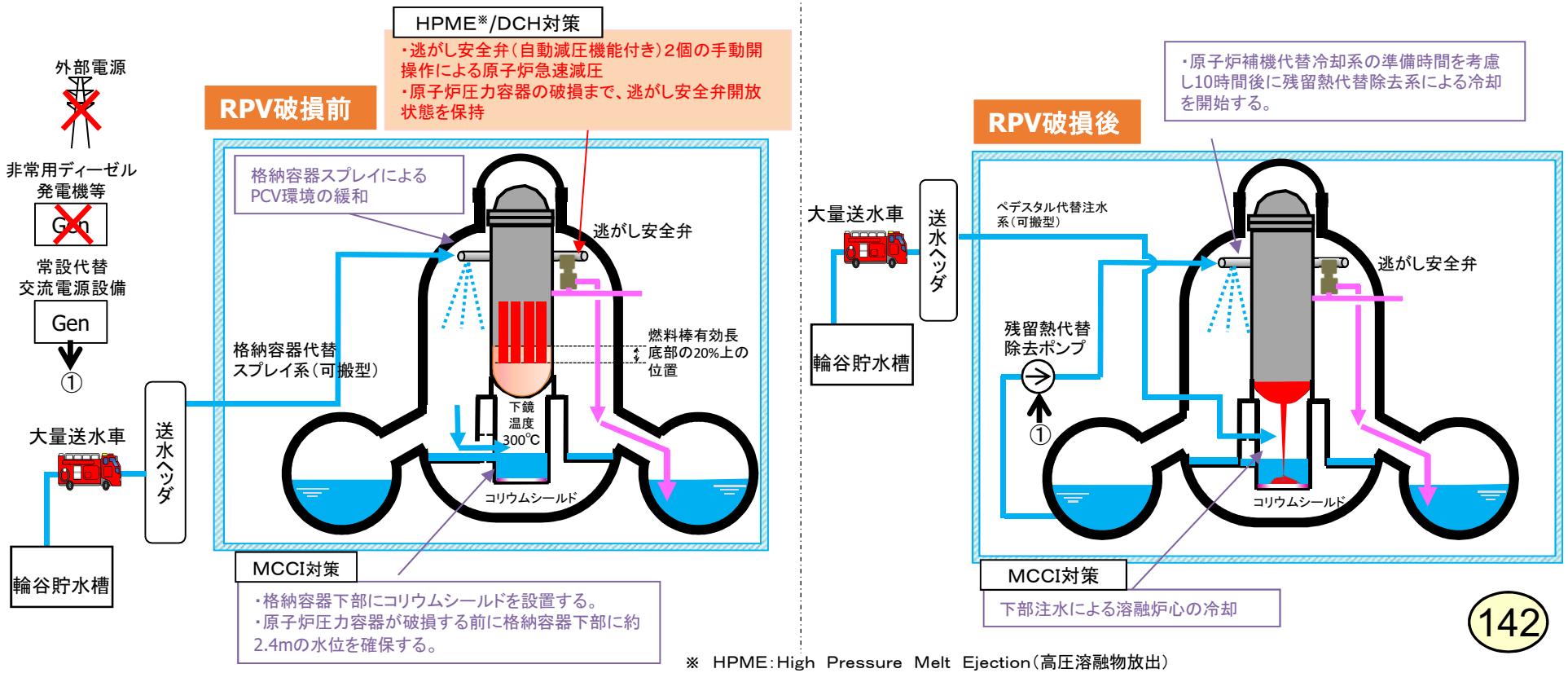
対策① RPVが破損するまで

・原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。
・原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁（自動減圧機能付き）の開放状態を維持する。
・格納容器代替スプレイ系（可搬型）により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部（ペデスタル）に約2.4mの水位を確保する。（原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で、注水を開始する。）

対策② RPV破損後

<審査書案 P.253>

・ペデスタル代替注水系（可搬型）により、崩壊熱相当に余裕をみた流量で注水を実施する。
・残留熱代替除去系により、溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器からの除熱を実施する。



※ HPME：High Pressure Melt Ejection（高圧溶融物放出）

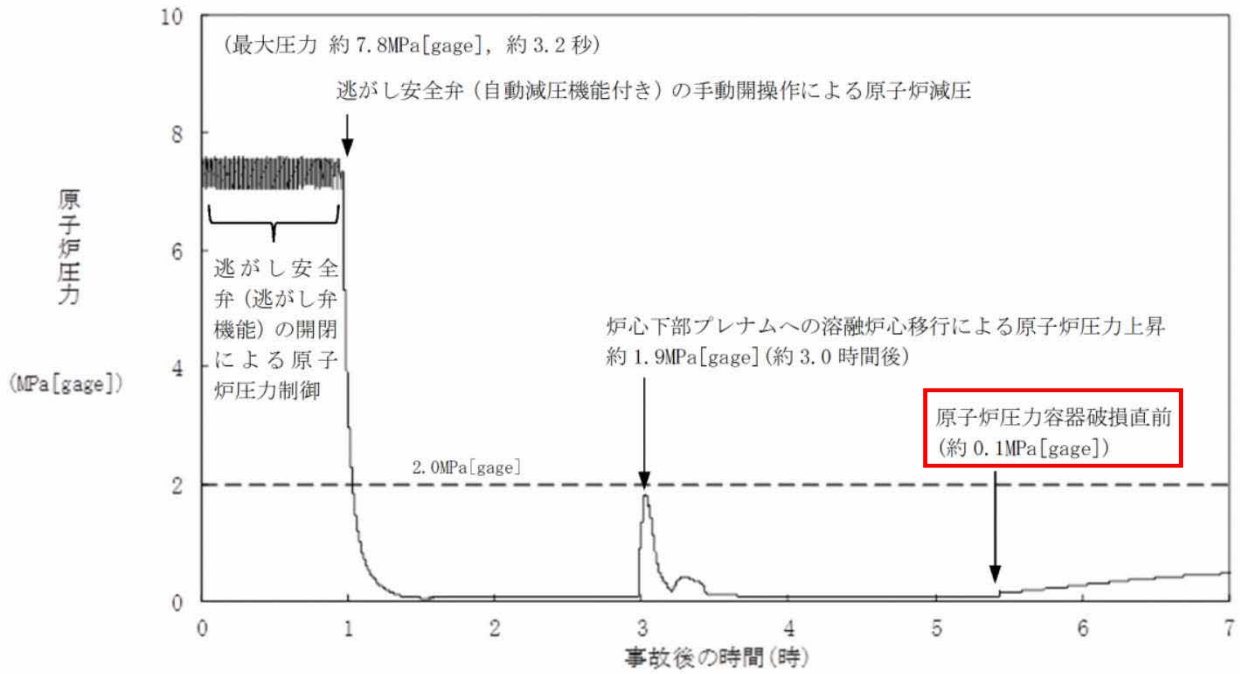
格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の特徴と主な対策(3/3)

＜審査書案 P.253＞

主な解析結果

- 原子炉圧力容器破損時点の原子炉圧力は、2.0MPa[gage]以下に抑えられる。

原子炉圧力の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定　「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生」

<審査書案　P.259>

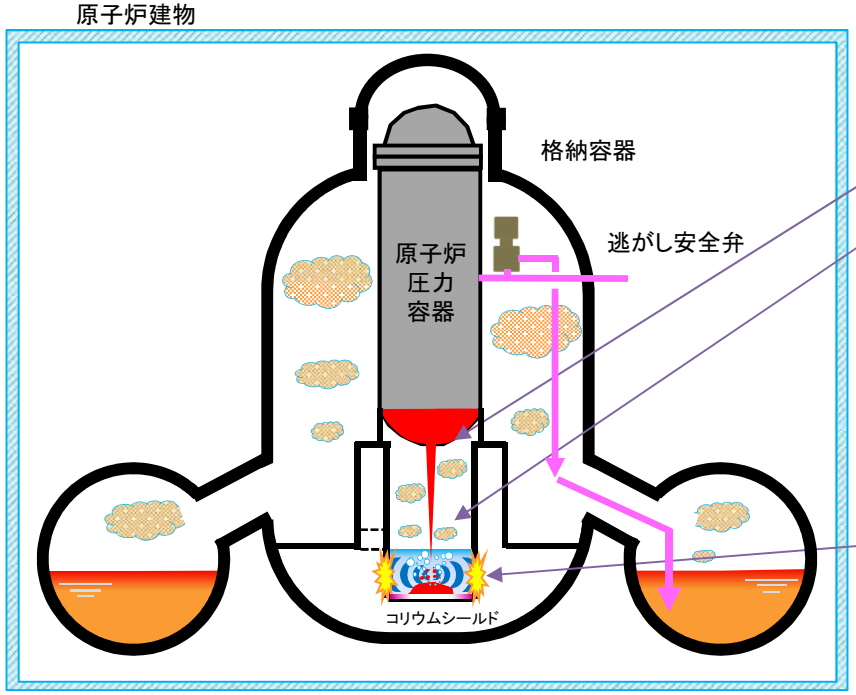
特徴

・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧力スパイクが生じる可能性があり、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、格納容器の破損に至る。

※原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(以下「FCI」という。)には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(以下「圧力スパイク」という。)があるが、水蒸気爆発の可能性は極めて低いと考えられるため、圧力スパイクについて考慮する。

対策概要

・FCIに対する格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、原子炉圧力容器の損傷まで事象を進展させるため、原子炉圧力容器破損まで注水手段のすべてが使用できないと仮定する。そのため、シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一となる。
・初期の対策のうち本件に対応するものは、圧力スパイクが発生した場合に格納容器バウンダリの機能を維持し、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待でき、原子炉減圧時の原子炉格納容器環境の緩和を考慮した水位として、格納容器下部への注水水位を約2.4mの水位に設定することである。



①原子炉圧力容器が損傷し溶融炉心が原子炉圧力容器外に落下する。

②溶融炉心から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激な圧力上昇(圧力スパイク)が生じる。

このとき発生するエネルギーが大きいと格納容器の破損(格納容器バウンダリの機能喪失)に至る可能性がある

FCIには、衝撃を伴う水蒸気爆発もあるが、発生の可能性は極めて低いと考えられる。

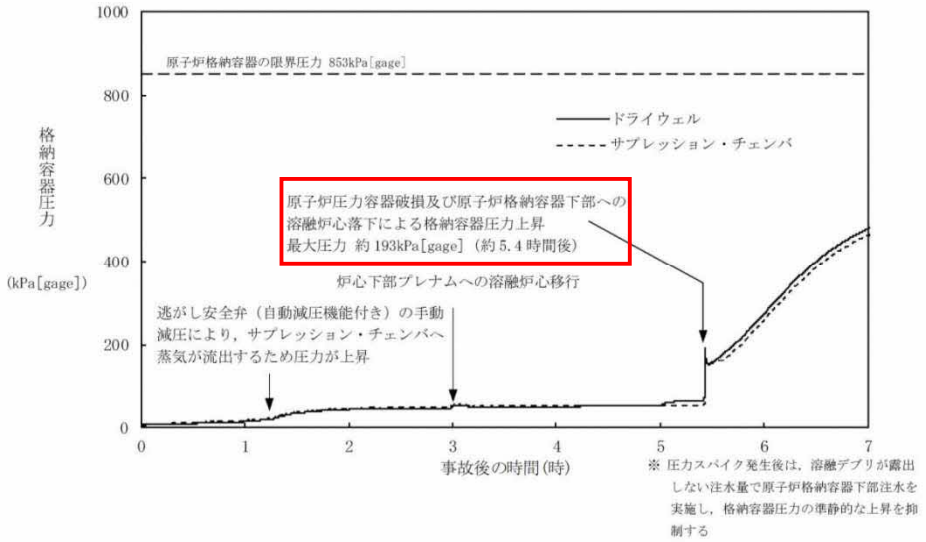
格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の特徴と主な対策(2/2)

＜審査書案 P.259＞

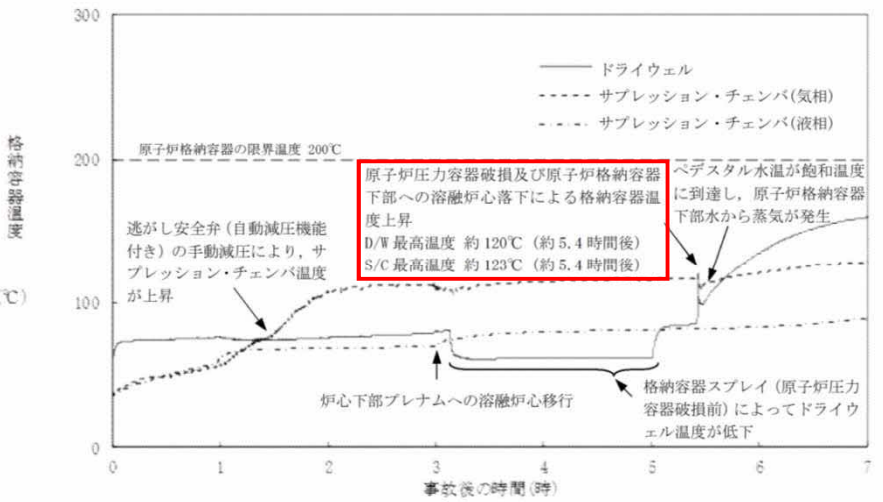
主な解析結果

- 事象発生から約5.4時間後には原子炉圧力容器破損に至り、圧力スパイクが生じることにより原子炉格納容器内の圧力及び温度は上昇するが、圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力、温度はそれぞれ限界圧力2Pd(853kPa[gage])及び限界温度200℃を下回る。

原子炉格納容器圧力の推移



原子炉格納容器雰囲気温度の推移



審査結果

申請者が水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いとしていることは妥当と判断

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典:発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋<https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の主な論点

＜審査書案 P.259＞

水蒸気爆発が実機において発生する可能性

背景

原子炉圧力容器外のFCIのうち、水蒸気爆発について、申請者は、実機において発生する可能性は極めて低いとしており、規制委員会は、その根拠を整理して提示するよう求めた。

主な確認結果

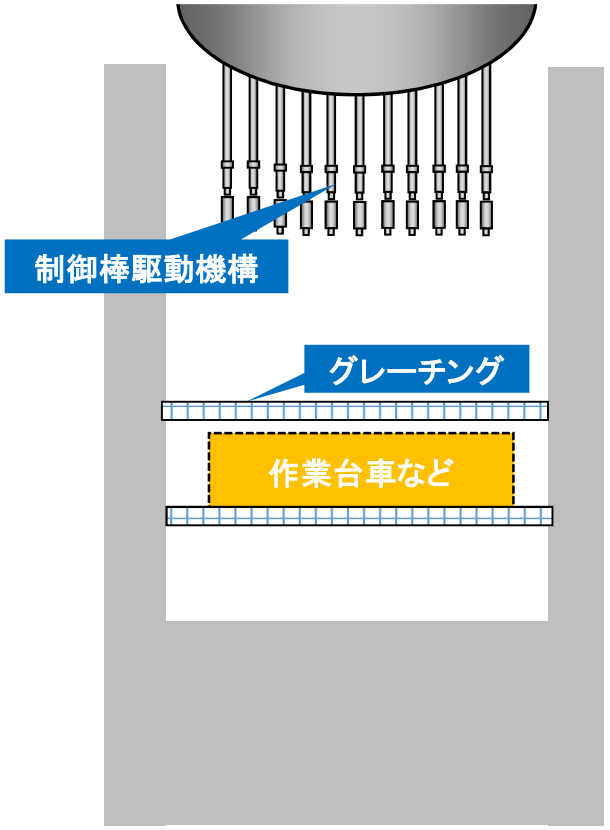
- 申請者は、実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験として、COTELS、FARO、KROTOS及びTROIを挙げ、以下を示している。
  - これらのうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS、TROIの一部実験の特徴としては、**外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしている**こと、若しくは、**溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせている**ことが挙げられる。
  - 大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては、**液－液直接接触が生じるような外乱となり得る要素は考えにくい**。また、**実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすい**。

⇒ 原子炉圧力容器外のFCIで生じる事象として、**水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いことから水蒸気爆発は除外し**、圧力スパイクを考慮すべき であることを確認。

事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」参考（1/2）

【参考】 格納容器下部の構造

- 原子炉圧力容器の下部には、作業用のプラットホーム（グレーチング）、制御棒駆動機構、制御棒駆動機構交換機等が存在している。
- 実機において想定される溶融物（二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物）を用いた大規模実験の知見から、水蒸気爆発の発生の可能性は極めて低いと考えられる。これに加えて、実機の構造上、原子炉圧力容器から流出した溶融炉心は、構造物との干渉により、冷却材中において一様な安定した混合状態とはならないことから、水蒸気爆発の発生の可能性は更に低減されると考えられる。
- また、仮に水蒸気爆発が発生した場合においても、水蒸気爆発に寄与する溶融炉心の量は少なくなり、水蒸気爆発の規模も小さくなると考えられる。

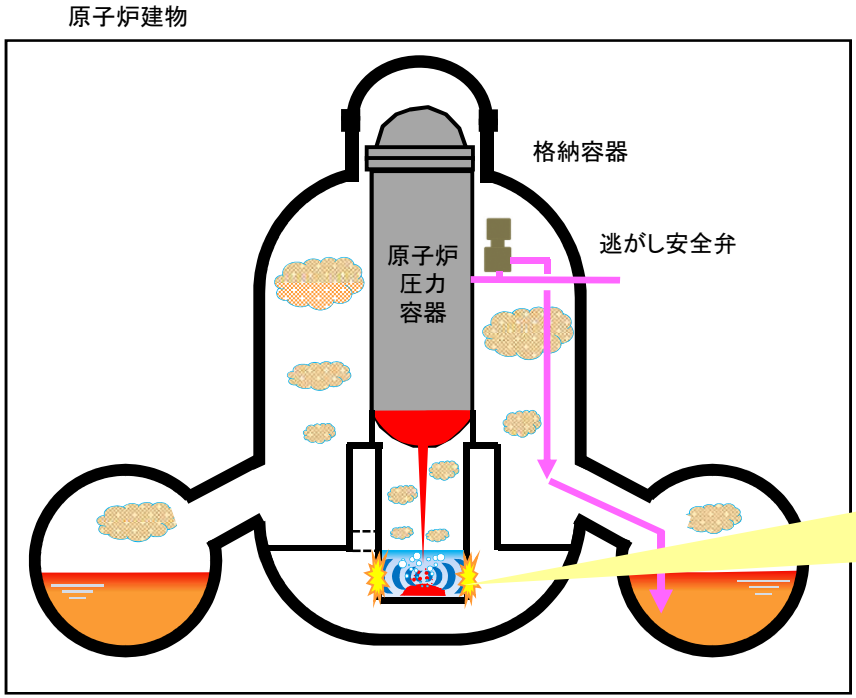


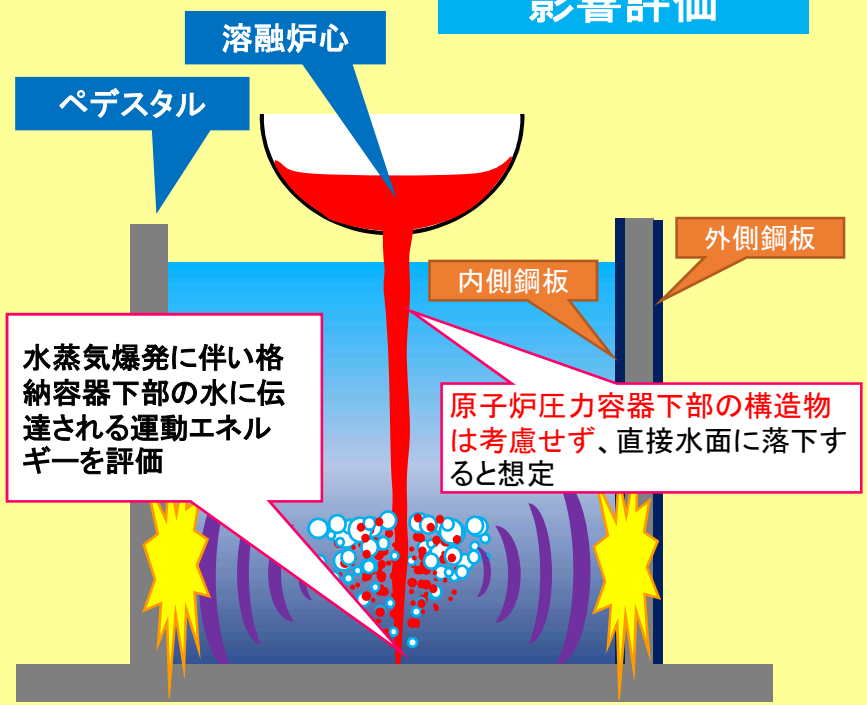
更なる安全性向上対策の検討

申請者は、更なる安全性向上を目的に、仮に水蒸気爆発が発生した場合の発生エネルギーを低減する対策を検討を進めるとしている。

事故シーケンスグループ「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」参考（2/2）

【参考】仮に水蒸気爆発が発生した場合の影響評価





表：格納容器下部水位4.2mでの評価結果

評価部位	評価結果	判定基準	評価
内側鋼板にかかる応力	約233MPa	490MPa	○
外側鋼板にかかる応力	約140MPa		○

- 仮に「水蒸気爆発」が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響を評価する。
- 申請者は、水蒸気爆発解析コードJASMINE、構造解析AUTODYN-2を用いて、水蒸気爆発に伴い原子炉格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、格納容器下部において支持機能を有する内側及び外側鋼板に発生する応力を評価している。
- 内側及び外側鋼板ともに判定基準を満足しており、原子炉圧力容器の支持機能に影響はないことを確認。

格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴と主な対策（1/2）

<審査書案 P.264>

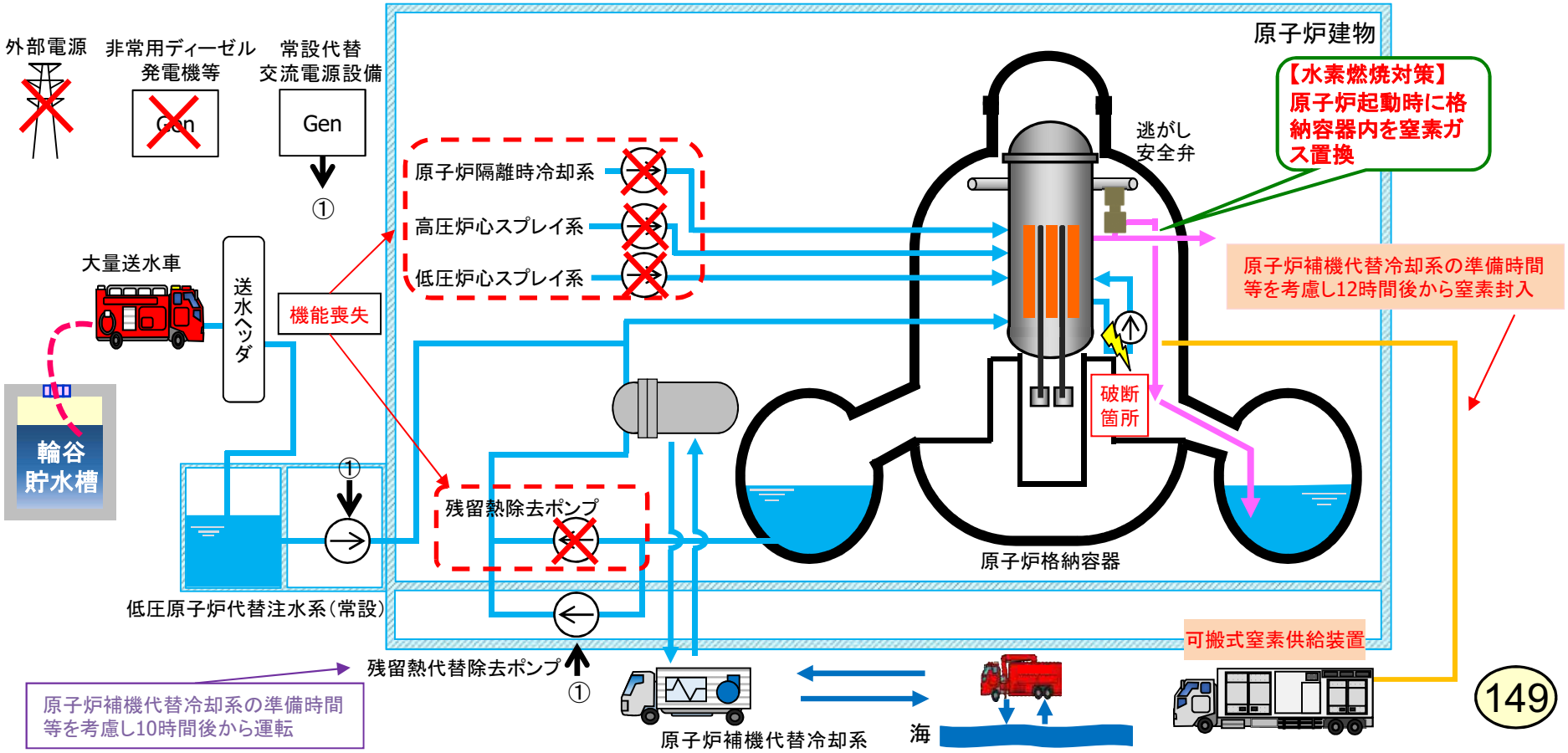
事故想定 「冷却材喪失（大破断LOCA）＋ECCS注水機能喪失＋全交流動力電源喪失」

特徴

ジルコニウム－水反応、水の放射線分解等によって水素ガスが発生し、発生した水素ガスと原子炉格納容器内の酸素ガスが反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。

対策概要

- **シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「格納容器過圧・過温破損」（残留熱代替除去系を使用する場合）と同一**
- 対策のうち、本件に対応するものは、以下のとおり。
  - ・原子炉起動時に、窒素ガス置換により原子炉格納容器内を不活性化
  - ・原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視
  - ・可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素封入



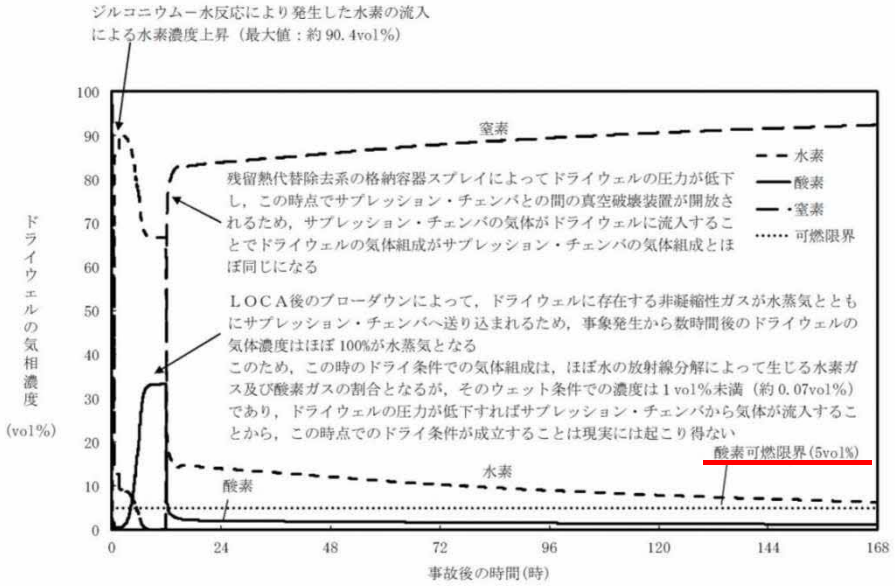
格納容器破損モード「水素燃焼」の特徴と主な対策（2/2）

＜審査書案　P.264＞

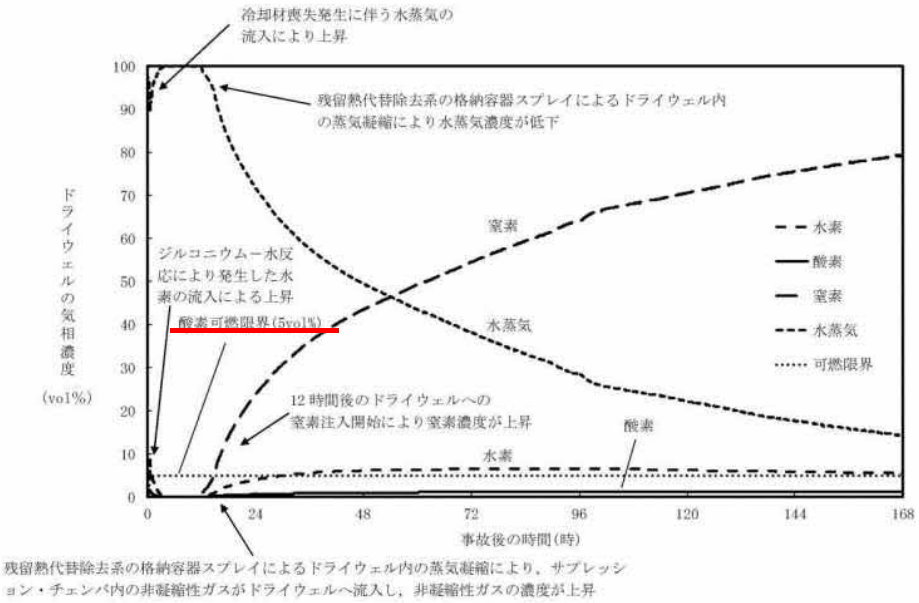
主な解析結果

- 事象発生から7日後までの酸素濃度はウエット条件、ドライ条件においても可燃限界（5vol%）を下回る。

ドライウェルの気相濃度の推移（ドライ条件）



ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴と主な対策(1/2)

事故想定　「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」

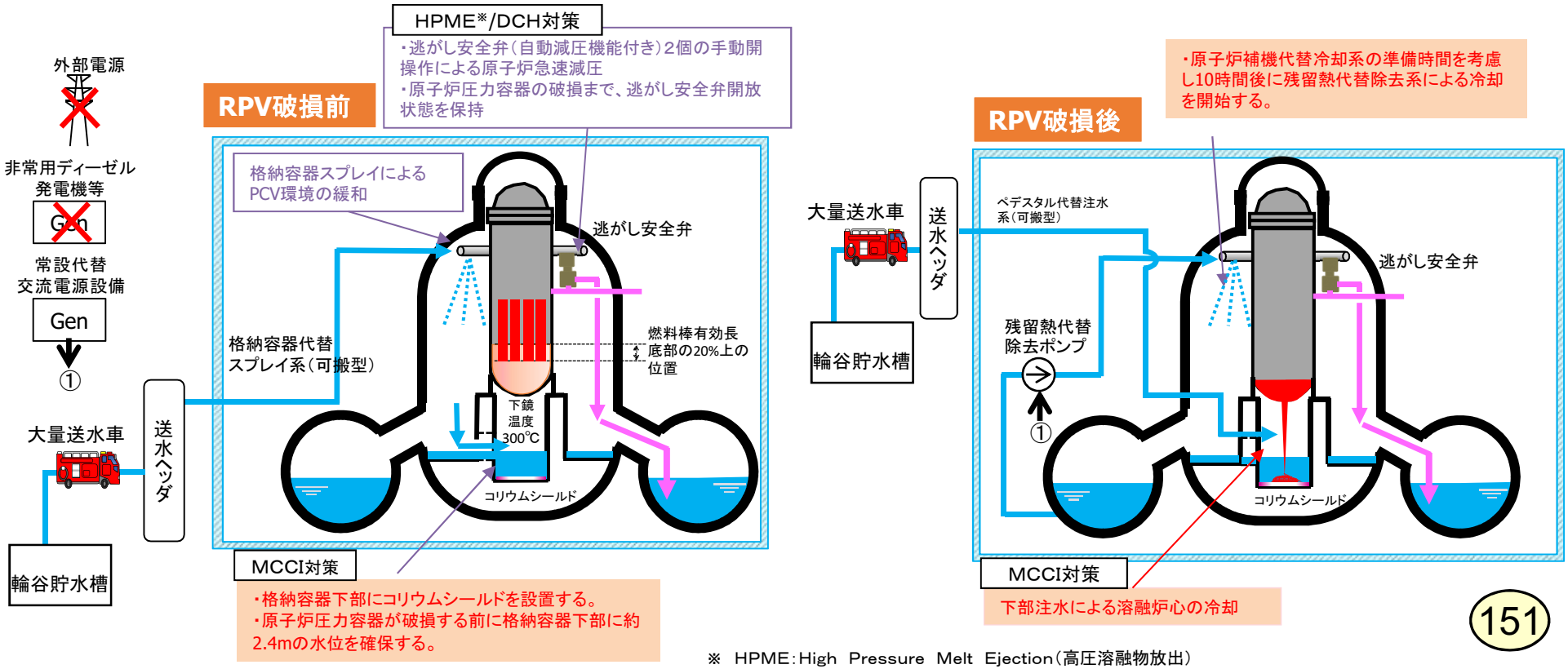
＜審査書案　P.270＞

特徴

格納容器下部への溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の破損に至る。また、ジルコニウム－水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。さらに原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触した床コンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。

対策概要

- 対策は、格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同一
- 対策のうち、本件に対応するものは、以下のとおり。
  - 格納容器下部にコリウムシールドを設置
  - 格納容器代替スプレイ系(可搬型)により、**原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペデスタル)に約2.4mの水位を確保**
  - 原子炉圧力容器破損後、ペデスタル代替注水系(可搬型)により、崩壊熱相当に余裕をみた流量を注水



※　HPME：High　Pressure　Melt　Ejection(高圧溶融物放出)

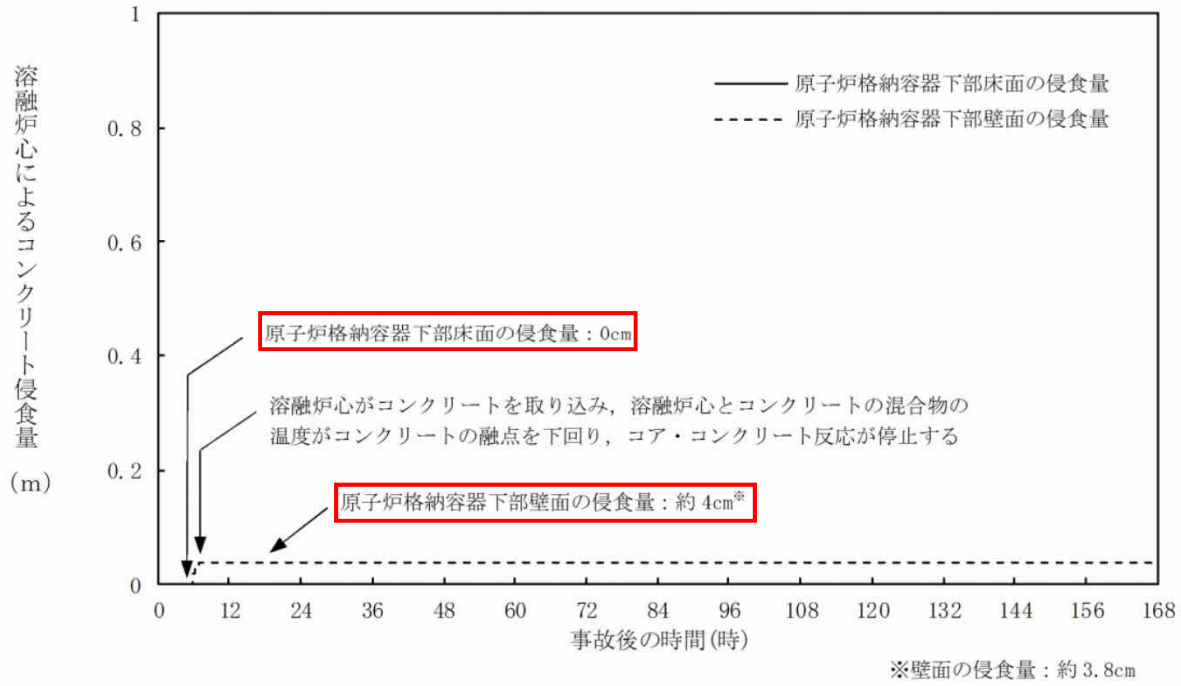
格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の特徴と主な対策(2/2)

＜審査書案 P.270＞

主な解析結果

- 溶融炉心落下前に、格納容器下部に注水することにより溶融炉心は冷却される。
- コンクリートの侵食量は原子炉格納容器下部の床面で0cm及び壁面で約4cmであり、原子炉格納容器の構造部材の支持機能に及ぼす影響はない。

原子炉格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移



※壁面の侵食量：約3.8cm

審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

使用済燃料貯蔵槽内の燃料損傷の防止

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目

＜審査書案 P.278＞

使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

(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が確保されていること。

(c)未臨界が維持されていること。

「想定事故1、2」の特徴と主な対策(1/2)

<審査書案 P.279, 282>

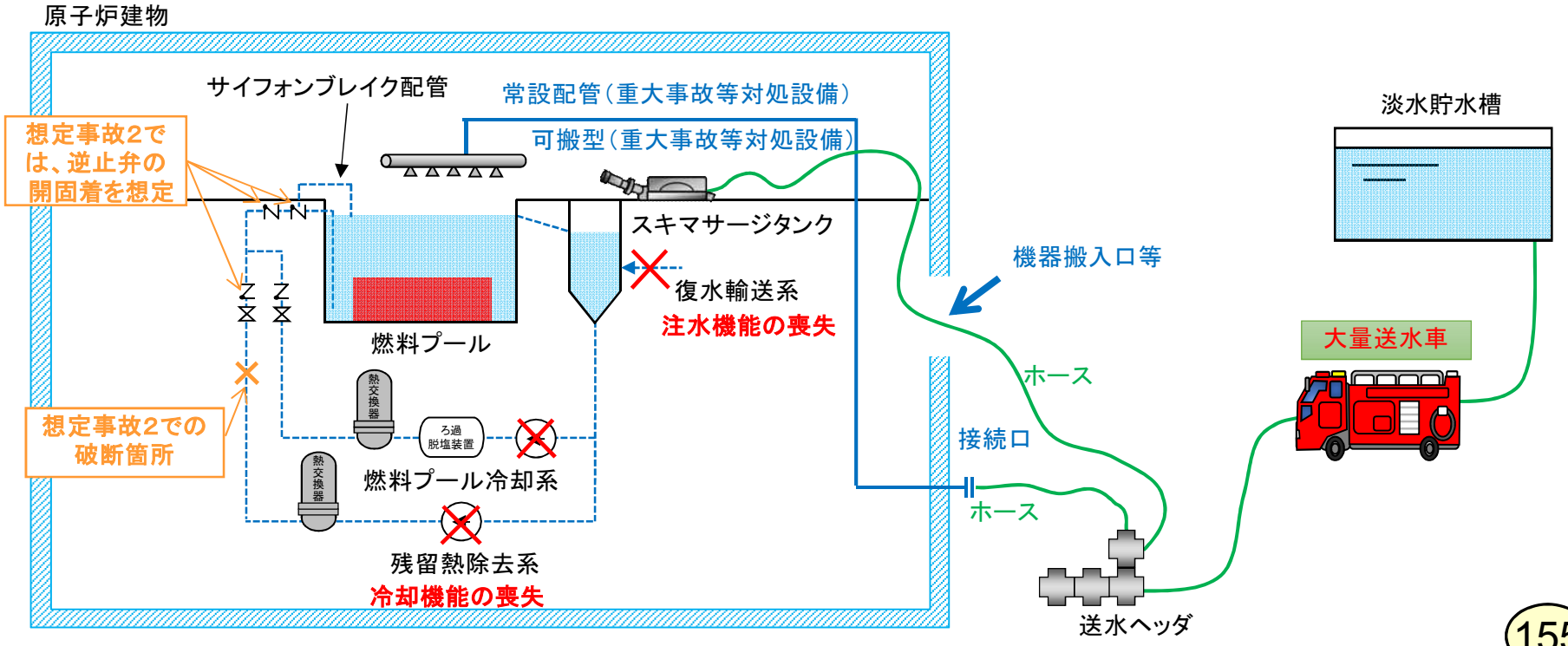
特徴

想定事故1：燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、水温が上昇しやがて沸騰することにより、水位が低下し燃料が露出して損傷に至る事故

想定事故2：燃料プール水の小規模な喪失が発生するとともに、注水機能が喪失することにより、水位が低下し燃料が露出して損傷に至る事故

対策概要

- 大量送水車による注水
- 想定事故2では、サイフォンブレイク配管による燃料プール水の小規模な喪失の停止



「想定事故１、２」の特徴と主な対策（2/2）

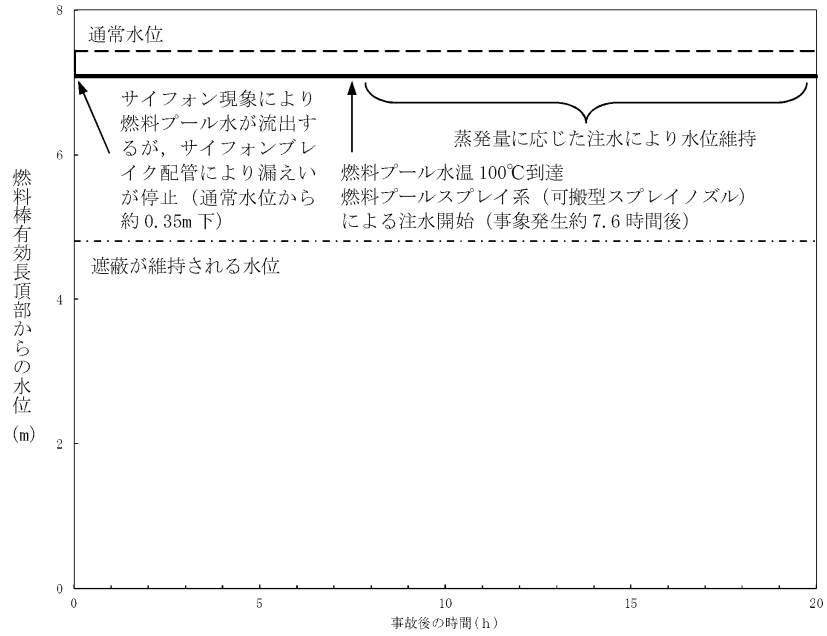
＜審査書案　P.279，282＞

主な解析結果

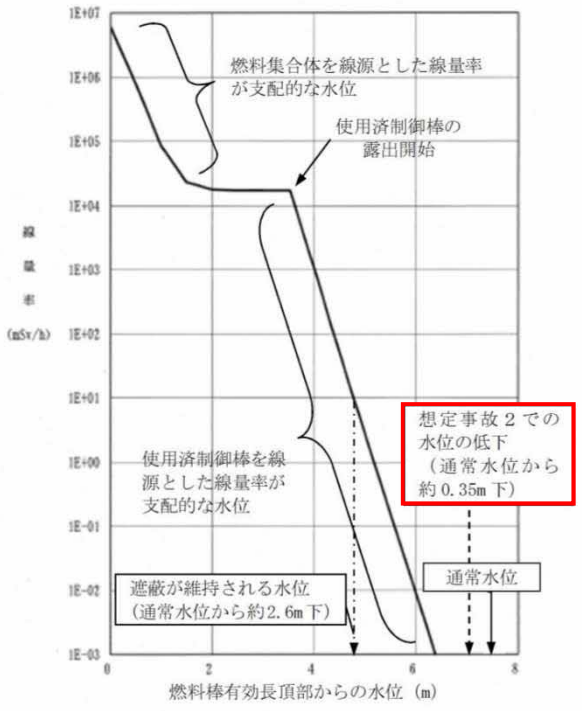
- 放射線の遮蔽を維持できる最低水位（※）は確保される。
- 燃料プールの水位は、燃料プール冷却系戻り配管水平部高さ付近に維持される。
- 燃料はボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず未臨界が維持される。

※放射線の遮蔽に対する判断の目安を10mSv/hとし、この線量率に対応する水位（通常水位から約2.6m下）を「放射線の遮蔽を維持できる最低水位」としている。

燃料プール水位の推移（想定事故2）



燃料プール水位と線量率（想定事故2）



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、燃料プールの「想定事故１」及び「想定事故２」に対する燃料損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

運転停止中の原子炉内の燃料損傷の防止

想定する運転停止中の事故シーケンスグループと重要事故シーケンス

運転停止中の事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	ページ
①崩壊熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗	159
②全交流動力電源喪失	外部電源喪失＋交流電源喪失	161
③原子炉冷却材の流出	原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替え時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗	163
④反応度の誤投入	反応度の誤投入 （停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒１本が全引き抜きされている状態から、他の１本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故を想定）	165

運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目

<審査書案 P.286>

運転停止中の原子炉内燃料体の損傷防止対策の評価項目は以下のとおり。

(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が確保されていること。

(c)未臨界が維持されていること(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。)。

運転停止中の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(1/2)

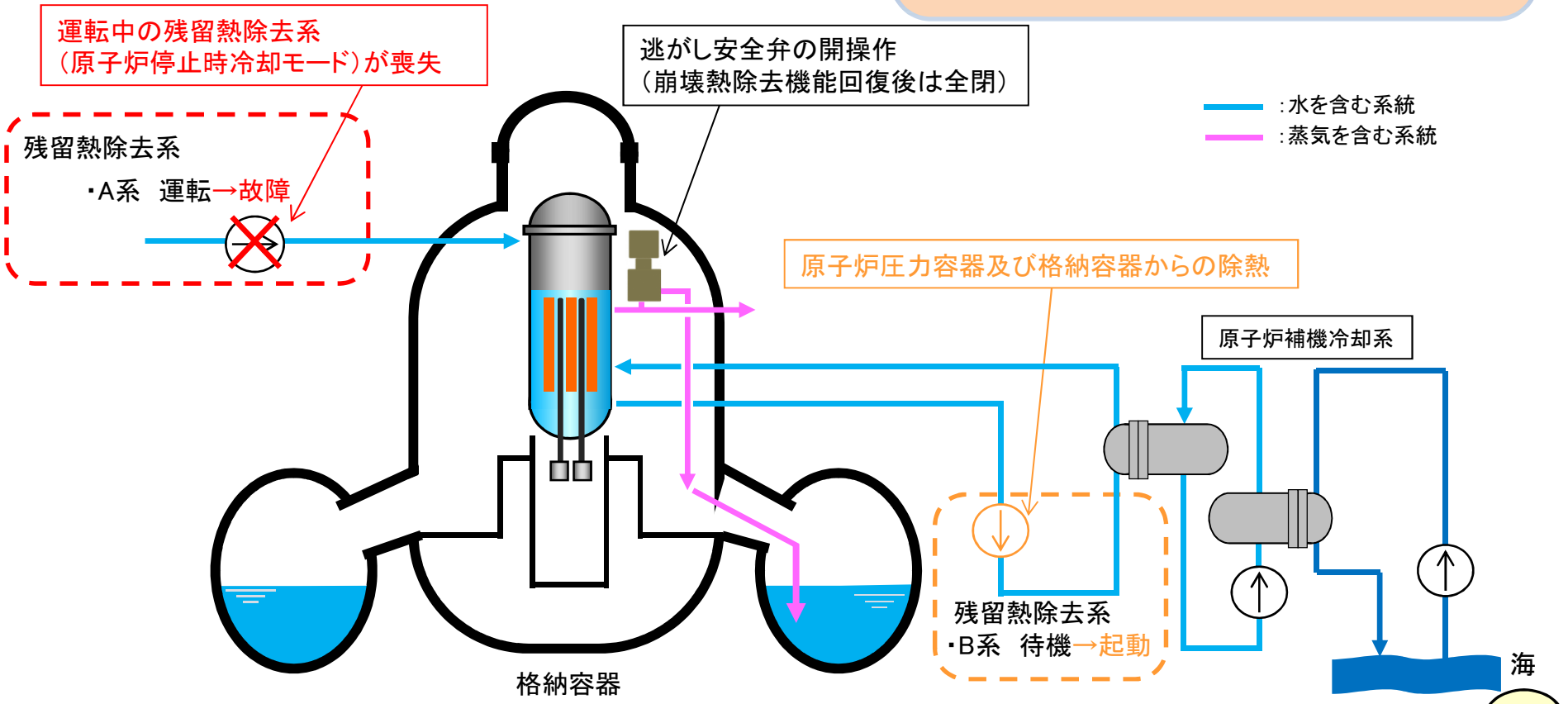
<審査書案 P.286>

特徴

残留熱除去系の故障に伴う崩壊熱除去機能の喪失に起因して、原子炉圧力容器内の保有水が崩壊熱により継続的に蒸発して減少し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

対策概要

- 待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水
- 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



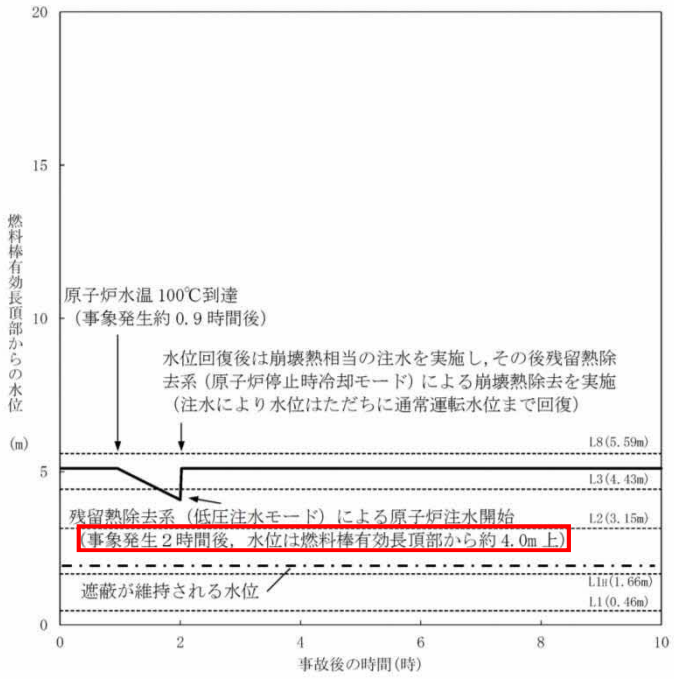
運転停止中の事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」の特徴と主な対策(2/2)

<審査書案 P.286>

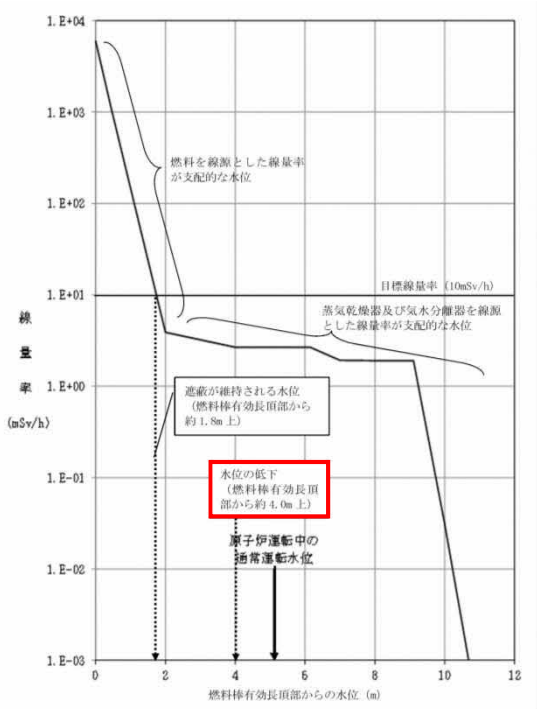
主な解析結果

- 燃料棒有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建物内の空間線量率は、原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



原子炉水位と線量率



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典:発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料(2021年6月17日)から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

運転停止中の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の特徴と主な対策(1/2)

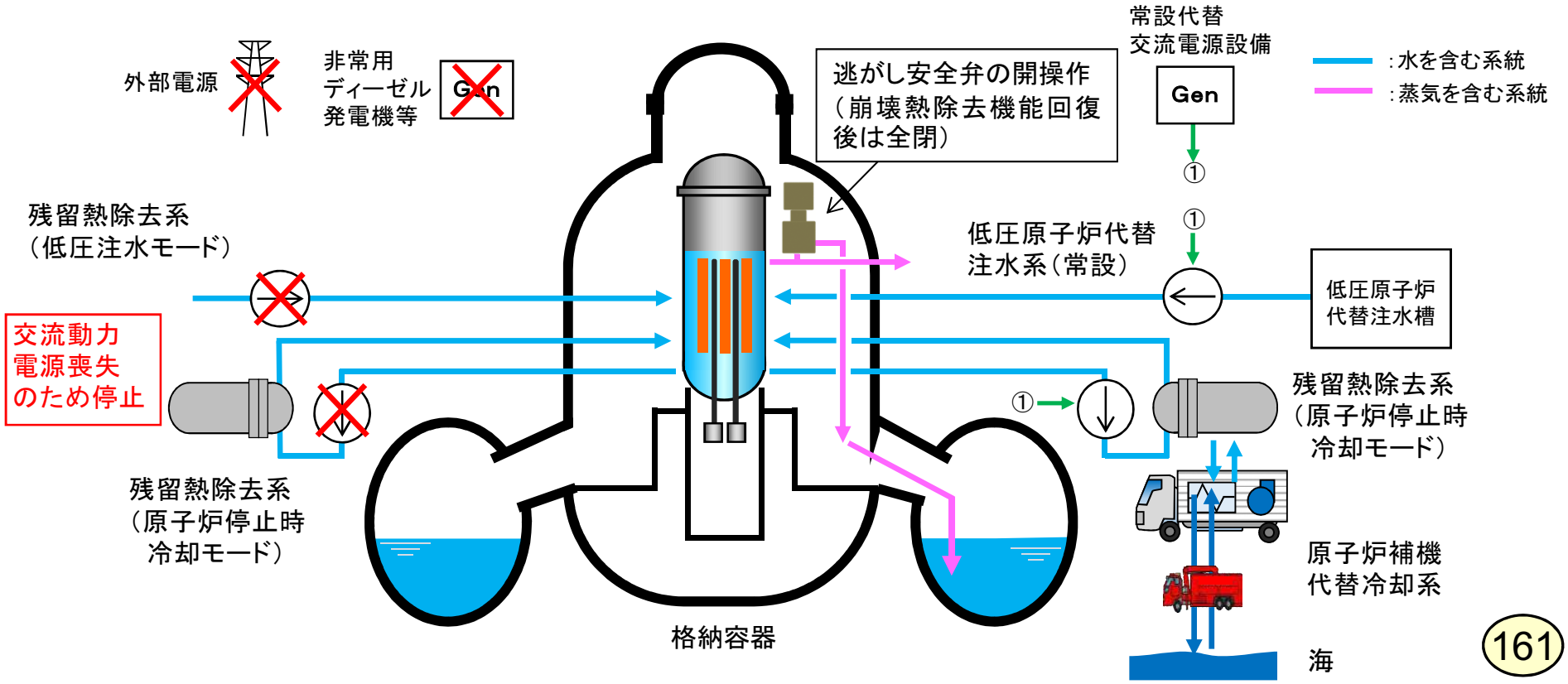
<審査書案 P.291>

特徴

運転停止中において外部電源及び非常用ディーゼル発電機等が機能を喪失し、全交流動力電源喪失に至る。そのため、原子炉注水機能及び崩壊熱除去機能を喪失し、運転停止中の原子炉内燃料体の損傷に至る。

対策概要

- 常設代替交流電源設備による給電を行い、低圧原子炉代替注水系(常設)により炉心を冷却
- 原子炉補機代替冷却系を用いた残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



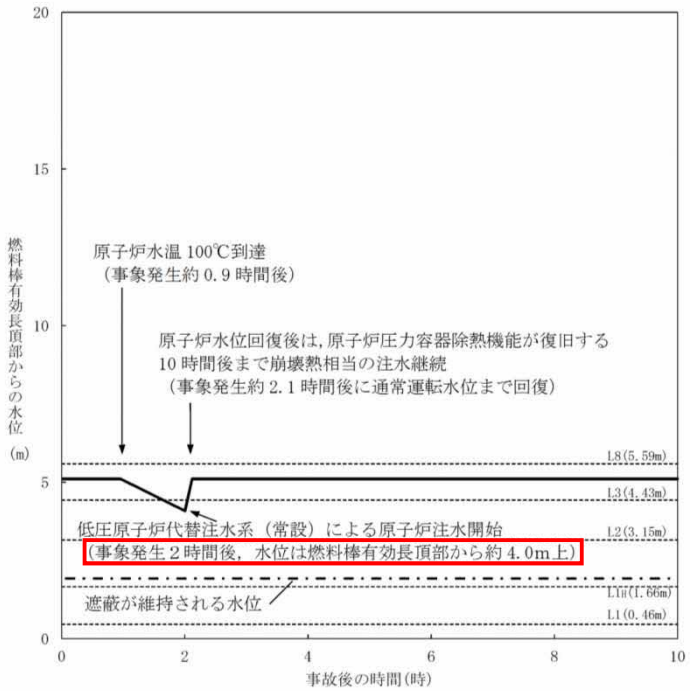
運転停止中の事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」の特徴と主な対策(2/2)

＜審査書案 P.291＞

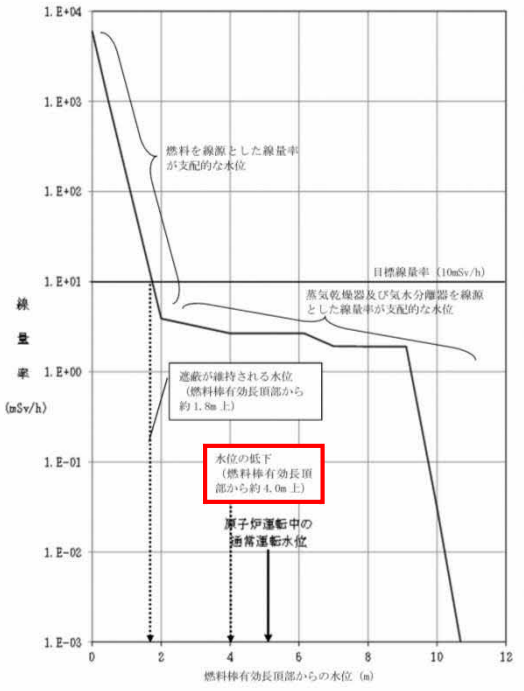
主な解析結果

- 燃料棒有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建物内の空間線量率は、原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



原子炉水位と線量率



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

運転停止中の事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の特徴と主な対策(1/2)

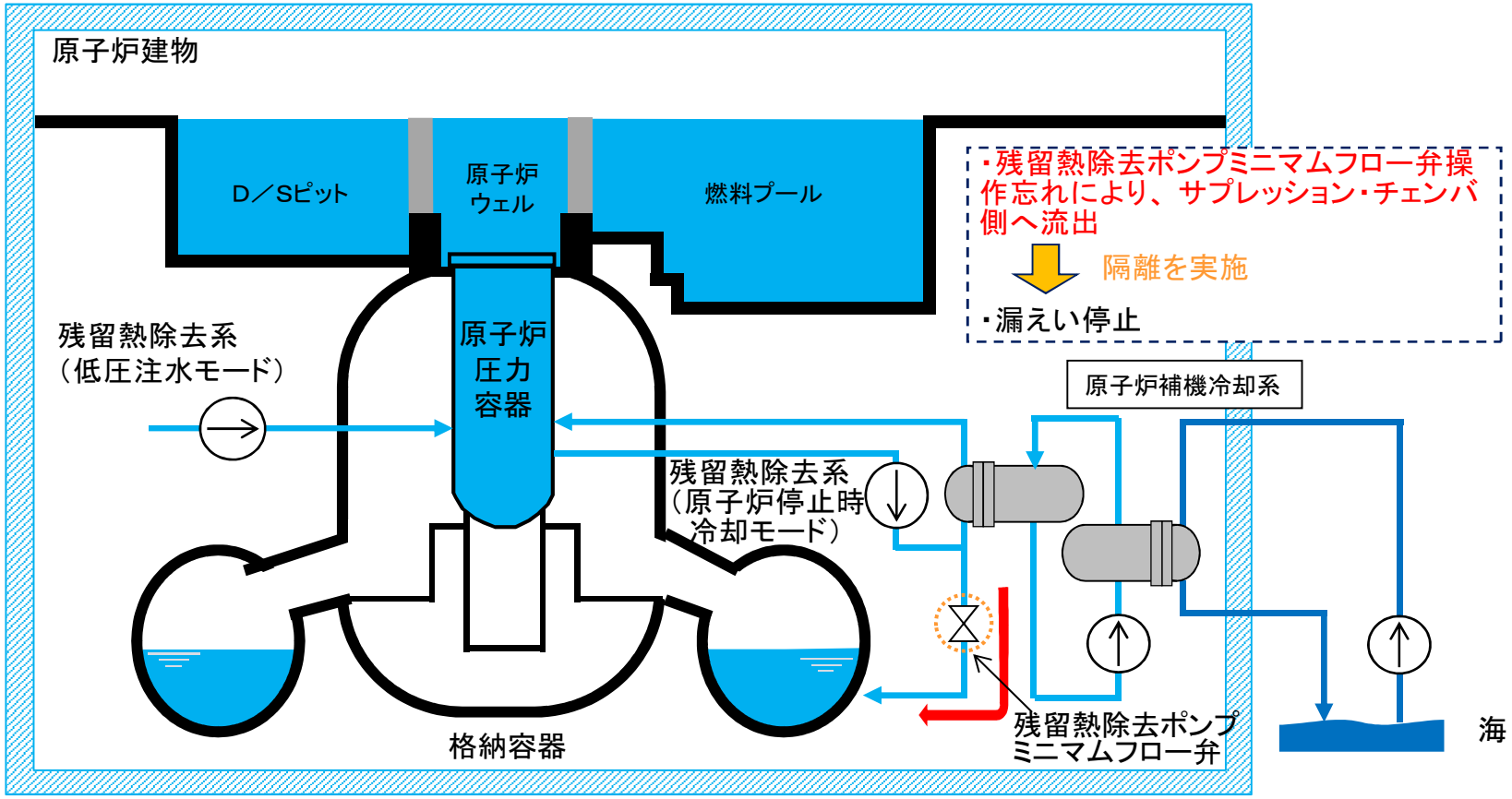
<審査書案 P.296>

特徴

系統の操作の誤り等により原子炉冷却材圧力バウンダリから冷却材が原子炉圧力容器に戻らずにサプレッション・チェンバ側に流出する。残留熱除去機能が喪失するとともに、原子炉圧力容器内の保有水量が減少を続け、原子炉内燃料体の損傷に至る。

対策概要

- 原子炉冷却材流出口を隔離後、残留熱除去系(低圧注水モード)により原子炉注水
- 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による原子炉圧力容器及び格納容器からの除熱



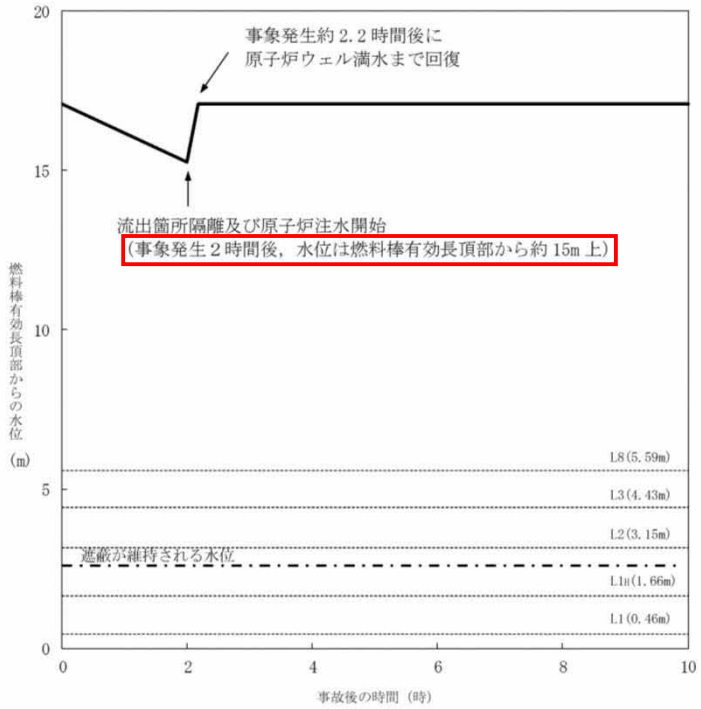
運転停止中の事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の特徴と主な対策(2/2)

<審査書案 P.296>

主な解析結果

- 燃料棒有効長頂部の冠水は維持される。
- 原子炉建物内の空間線量率は、原子炉建物内の空間線量率10mSv/hを上回ることはない。
- 全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は維持される。

原子炉水位の推移



審査結果

申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の特徴と主な対策(1/2)

＜審査書案 P.301＞

特徴

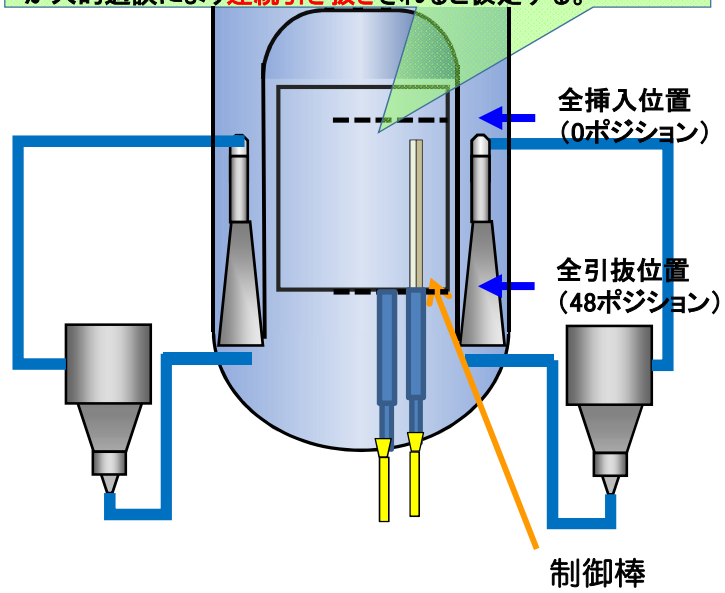
運転停止中において、制御棒の誤引き抜き等によって、臨界又は臨界近傍にある炉心に急激に正の反応度が投入され、これに伴い原子炉出力が上昇することにより原子炉内燃料体の損傷に至る。

対策概要

・中間領域計装の中性子束高(各レンジフルスケールの95%)信号により、原子炉スクラムが作動する。

事故想定における炉心状態

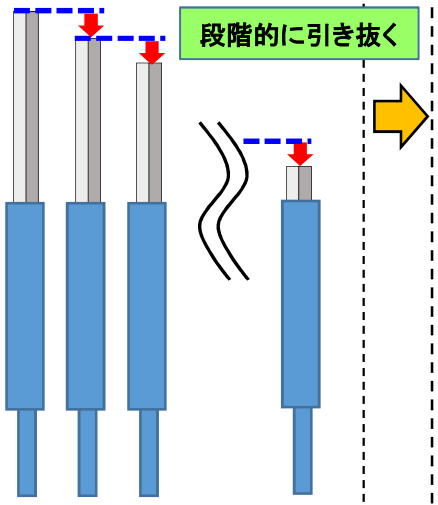
・運転停止中に実施される検査等により、最大反応度価値を有する制御棒が全引き抜きされている状態から他の1本の制御棒が引き抜かれる。
・制御棒引き抜きによる正の反応度投入量を大きくするため、全引き抜きされている制御棒と誤引き抜きされる制御棒は、実効増倍率が最も高くなる斜め隣接の組合せとし、制御棒が人的過誤により連続引き抜きされると仮定する。



臨界近傍における制御棒の引き抜き

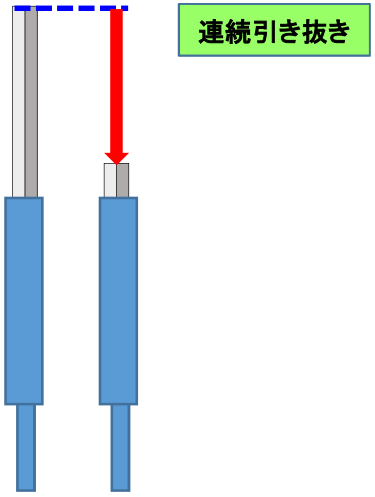
手順に従った制御棒操作

1回の操作量を制限し、段階的に引き抜くことにより、異常な反応度の投入を防止する。



人的過誤による誤操作

人的過誤により、制御棒が連続引き抜きされることにより、異常な反応度が投入される可能性がある。



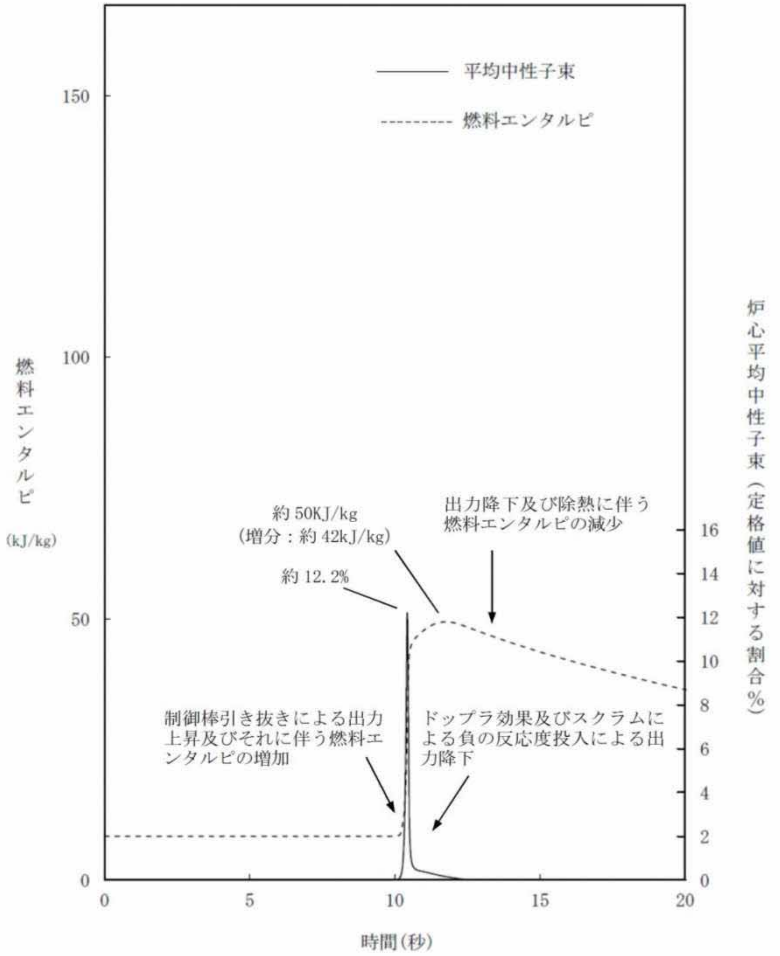
運転停止中の事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」の特徴と主な対策(2/2)

＜審査書案 P.301＞

主な解析結果

- 原子炉出力は定格値の約12.2%までの上昇にとどまり、制御棒全挿入状態になることにより、原子炉は未臨界となる。
- この過程で投入される反応度は約1.14ドルであることから、反応度投入事象に至るが、以下を満たすことにより燃料の健全性は維持される。
  - ①燃料エンタルピは最大で約50kJ/kgであり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」に示された燃料の許容設計限界のうち最も厳しいしきい値である272kJ/kgを超えない。
  - ②燃料エンタルピの増分の最大値は約42kJ/kgであり、「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象における燃焼の進んだ燃料の取扱いについて」に示された燃料ペレット燃焼度65,000MWd/t以上の燃料に対するペレットー被覆管機械的相互作用を原因とする破損のしきい値であるピーク出力部燃料エンタルピの増分167kJ/kgを超えない。
- 原子炉水位は、通常運転水位から有意な変動はないため、燃料棒有効長頂部は冠水が維持される。また、放射線の遮蔽は維持される。

反応度の誤投入における事象変化



審査結果

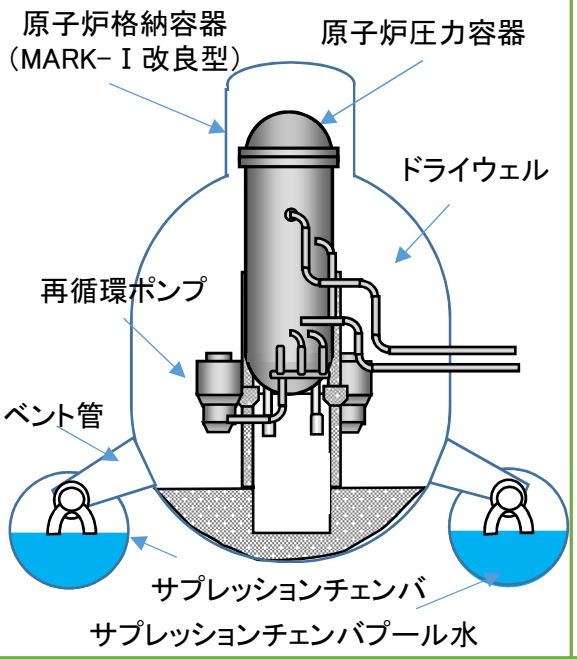
申請者の解析結果について、評価項目を満足していること、対策及び復旧作業に必要な要員及び燃料等について計画が十分であることなどを確認。これにより、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」に対する運転停止中原子炉内燃料体の損傷防止対策が有効なものであると判断

出典：発電用原子炉設置変更許可申請の補正書及び補足説明資料（2021年6月17日）から一部抜粋 <https://www.nsr.go.jp/data/000356290.pdf>

（3）参考
BWRプラントの比較

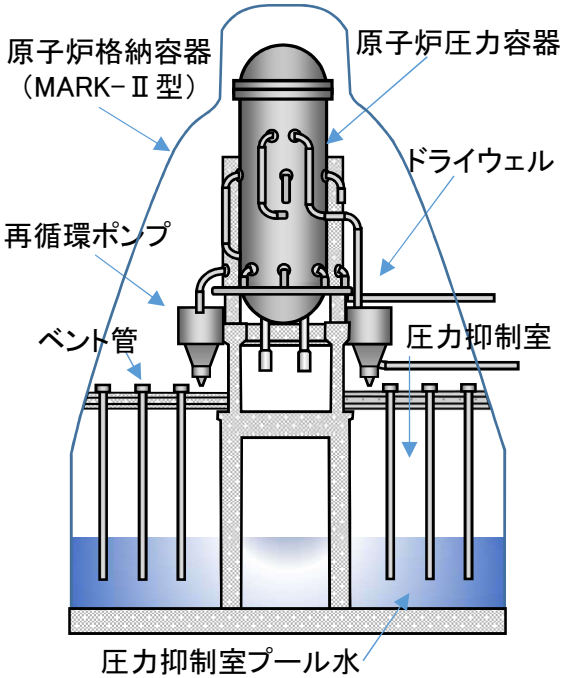
ＢＷＲプラントの比較（1/2）

MARK-Ⅰ改良型



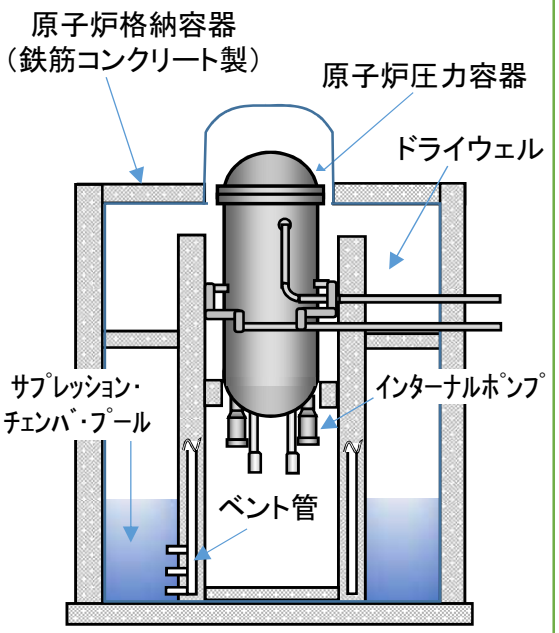
MARK-Ⅰ改型格納容器は、上下部半球円筒型の鋼製のドライウェルとドーナツ型のサプレッションチェンバから構成され、作業性の向上及び被ばく低減の観点から、MARK-Ⅰ型から内部配置の見直し、大型化が図られている。

MARK-Ⅱ型



MARK-Ⅱ型格納容器は、円錐形のドライウェル、円筒形の圧力抑制室から構成されている。

ABWR

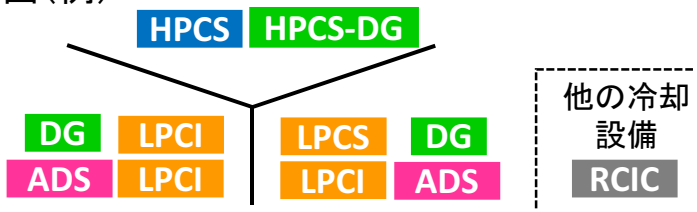
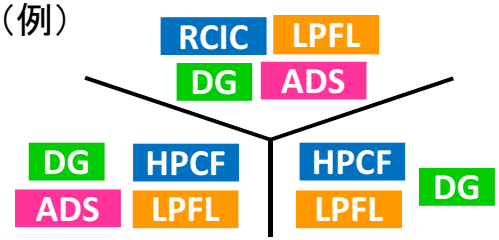


従来の鋼製格納容器に変えて、原子炉建屋と一体構造となった円筒形の鉄筋コンクリート製格納容器を採用。
その他の主な特徴は以下のとおり。
- ○ インターナルポンプの採用
- ○ 改良型制御棒駆動機構の採用

これらの結果、原子炉圧力容器の位置が下がり耐震性が向上。

	MARK-Ⅰ改良型（825MWクラス）	MARK-Ⅱ型（1,100MWクラス）	ABWR型（1,350MWクラス）
最高使用圧力（MPa[gage]）	0.427	0.31	0.31
格納容器空間部体積（m^3）	13,050	9,800	13,310
逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）	約8%	約6%	約5%

ＢＷＲプラントの比較（2/2）

MARK-Ⅰ改良型（825MWクラス）	MARK-Ⅱ（1,100MWクラス）	ABWR（1,350MWクラス）
ECCS等の構成例（BWR-5） 系統構成の区分：3区分 ➢ 非常用ディーゼル発電機（DG）：2台 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機（HPCS-DG）：1台 ➢ 高圧注水：高圧炉心スプレイ（HPCS）系ポンプ　1台 ➢ 低圧注水：低圧注水（LPCI）系ポンプ　3台 低圧炉心スプレイ（LPCS）系ポンプ　1台 ➢ 残留熱除去（RHR）系　2系統（ポンプは低圧注水系と兼用、いずれも熱交換器あり） ➢ 自動減圧系（ADS）：2区分 （逃がし安全弁の個数：11，18個等） ※ 他の冷却設備として、原子炉隔離時冷却系（RCIC）ポンプ1台あり		ECCS等の構成例（ABWR） 系統構成の区分：3区分 ➢ 非常用ディーゼル発電機（DG）：３台 ➢ 高圧注水：高圧炉心注水（HPCF）系ポンプ　2台 原子炉隔離時冷却（RCIC）系ポンプ　1台 ➢ 低圧注水：低圧注水（LPFL）系ポンプ　3台 ➢ 残留熱除去（RHR）系　3系統（ポンプは低圧注水系と兼用、いずれも熱交換器あり） ➢ 自動減圧系（ADS）：2区分 （逃がし安全弁の個数：18個）
区分分離の概念図（例） 		区分分離の概念図（例） 

【BWR-5とABWRの比較】
BWR-5では、原子炉再循環系に外部再循環ポンプを採用していることにより、大口径の再循環配管破断を想定し、低圧注水系及び低圧炉心スプレイ系の2区分の低圧系の構成としている。ABWRでは、原子炉再循環系にインターナルポンプ方式を採用し、原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断を想定しても炉心を冠水維持できるため、ECCS設計ではスプレイ方式ではなく、注水による冠水冷却方式を採用している。また、原子炉隔離時冷却系にECCSの役割を持たせている。