

新規制基準を踏まえた STACY(定常臨界実験装置)の 更新改造と安全対策について

平成30年3月20日(火)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所

◆ STACYとは？

- 核燃料施設で取り扱う溶液燃料の臨界量などの基礎的なデータの収集を行う臨界実験装置。
- 実験で得られたデータは、わが国の臨界安全ハンドブックや国際臨界安全ベンチマーク評価プロジェクトが編さんするハンドブックに採用されるなど、国内外の臨界安全設計・管理技術の高度化に貢献。

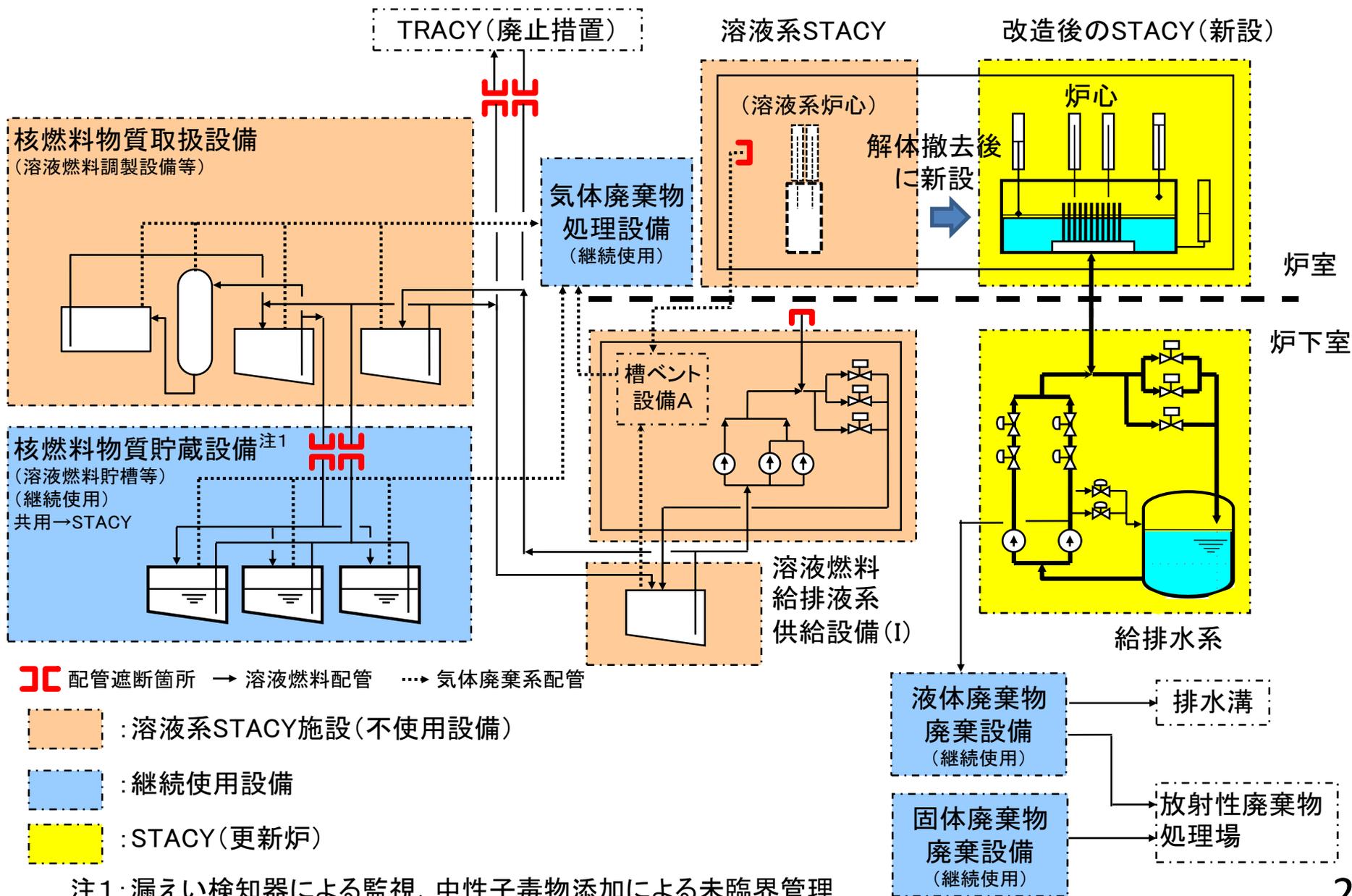
◆ 更新後のSTACY

- 「溶液燃料を用いる臨界実験装置」から「固体燃料と軽水減速材を用いる臨界実験装置」へ改造し、多様化する研究ニーズに対応。
- 特に、東京電力ホールディングス福島第一原子力発電所で発生した溶融燃料（燃料デブリ）の取出しに必要な臨界管理技術開発等のためのデータ収集を予定。
- 教育訓練などに活用することにより、人材育成に対応。

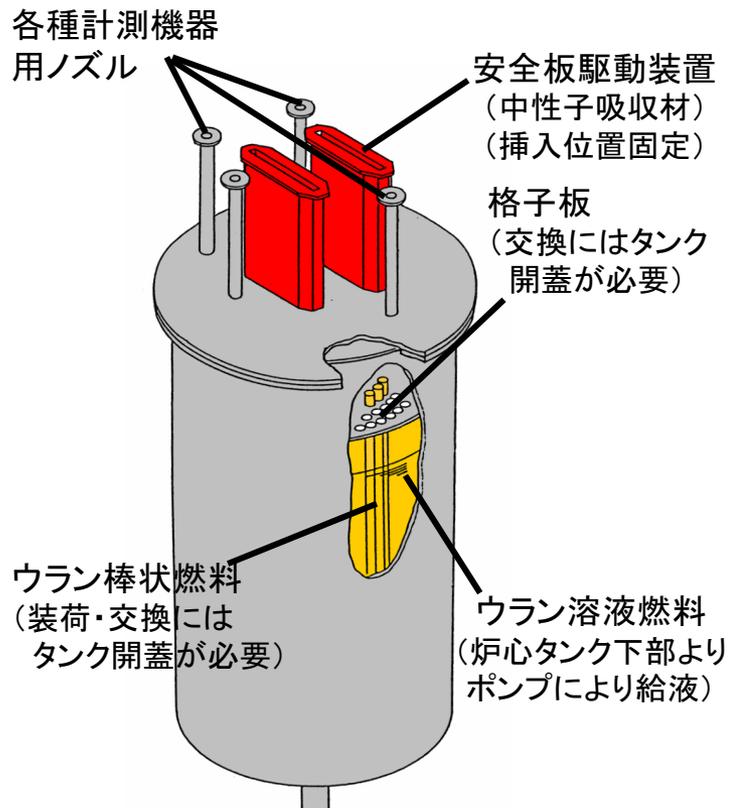


STACY炉心タンク
(直径60cm、高さ1.5m)

STACY施設の設備区分と関連施設

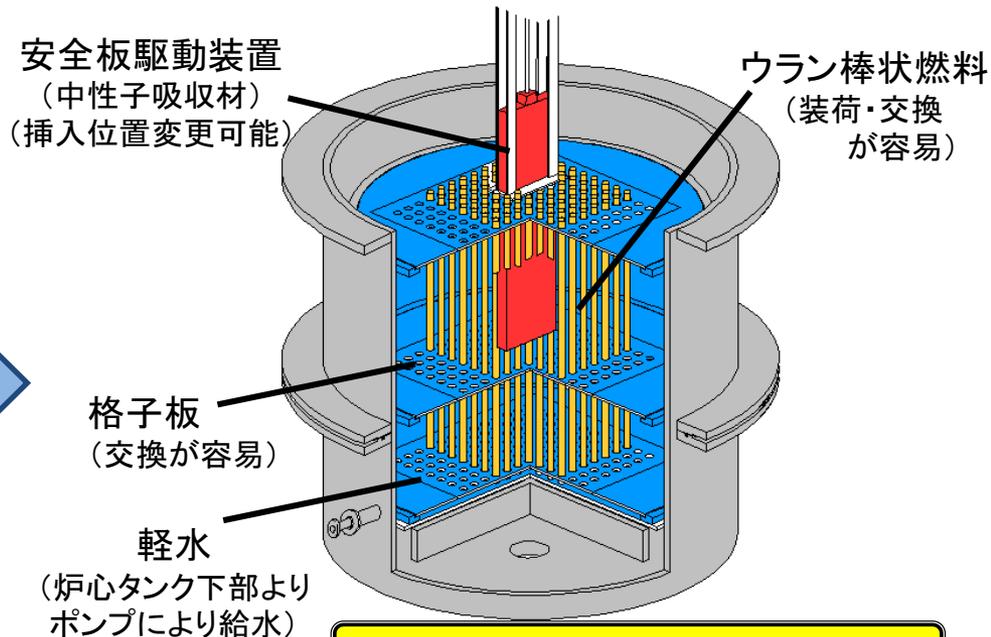


現行：炉心タンク(密封型)
60cm ϕ × 150cm h



溶液燃料を閉じ込める必要があり
装着できる実験機器が限定される

更新後：炉心タンク(開放型)
180cm ϕ × 190cm h



開放型タンクに機器が装着可能で
実験拡張性に優れる

- 炉心タンク内の**水位制御**により反応度を制御
- 実験計画に応じて**多種多様な炉心**を構成
- ウラン棒状燃料の装荷・交換及び格子板の交換が容易であり、**操作性が向上**
- 溶液燃料を使用しないため、**潜在的なリスクを低減**

主要な計測制御系統施設	
反応度制御系	給排水系
原子炉停止系	安全板装置、排水系(急速排水弁等)
プロセス計装設備	最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ、排水開始スイッチ、サーボ型水位計等
核計装設備(各2系統)	起動系、運転系対数出力系、運転系線型出力系、安全出力系
安全保護回路	

(反応度制御方法)

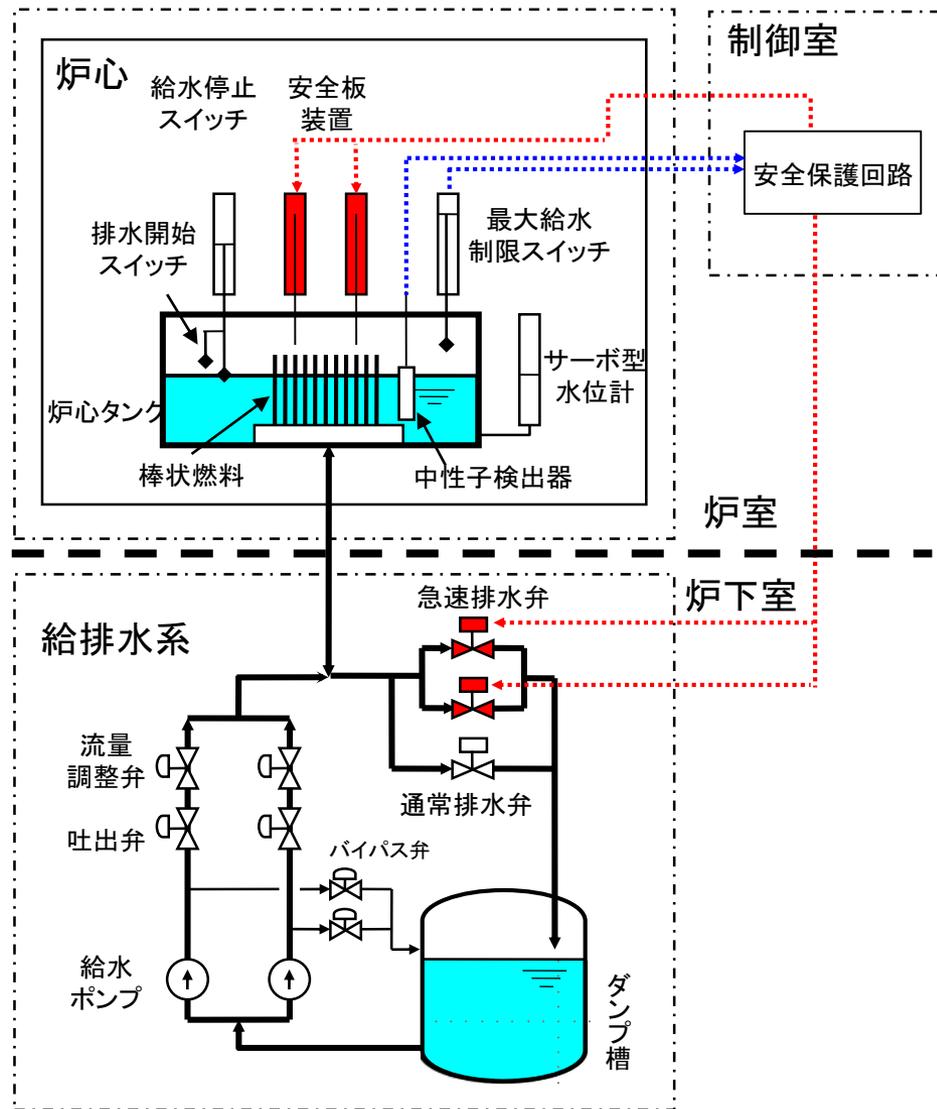
STACYの臨界調整や反応度制御は、制御棒ではなく、炉心タンクへの給排水(炉心体積の増減)により行う。

(臨界近接方法)

確実に未臨界である水位から段階的な給水を開始し、そのつど中性子計数を測定し、中性子逆増倍法により、未臨界状態であることを確認しつつ臨界状態に近づき、臨界水位を高い精度で推定する。

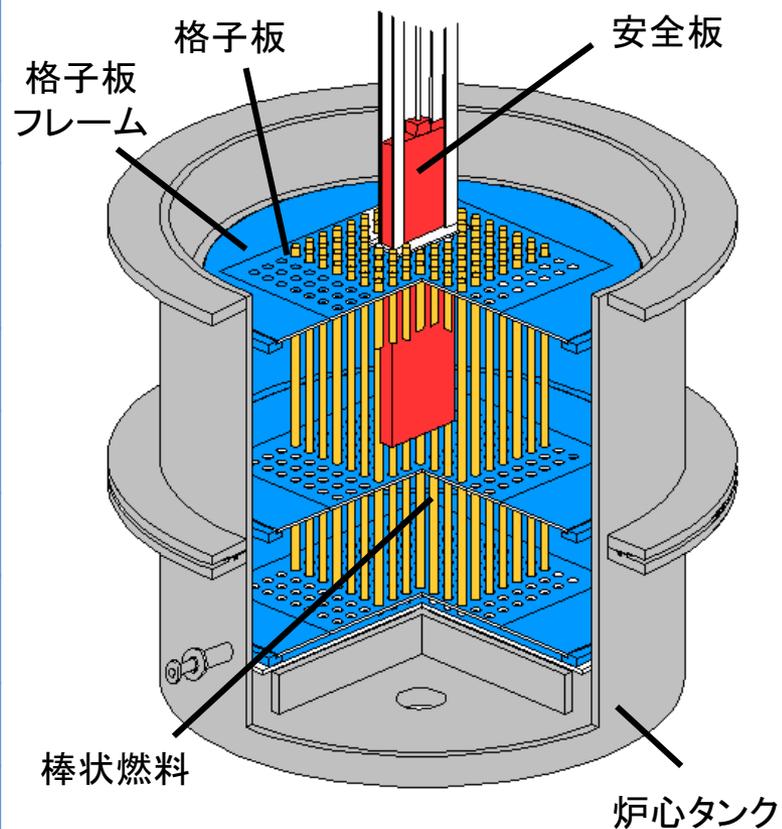
(緊急停止方法)

原子炉停止系(安全板及び急速排水弁)は多様性及び独立性を確保し、炉心を未臨界に移行する。



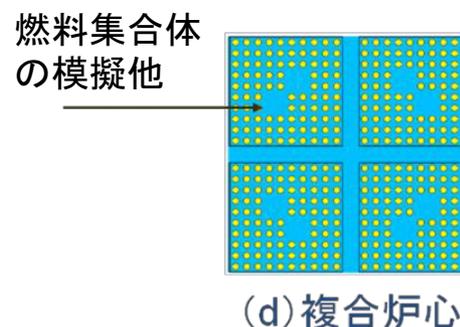
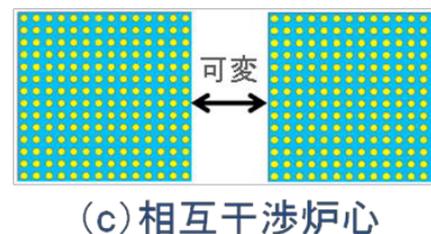
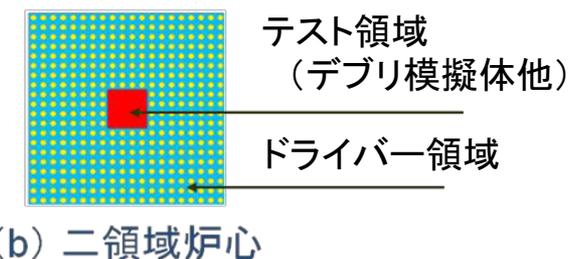
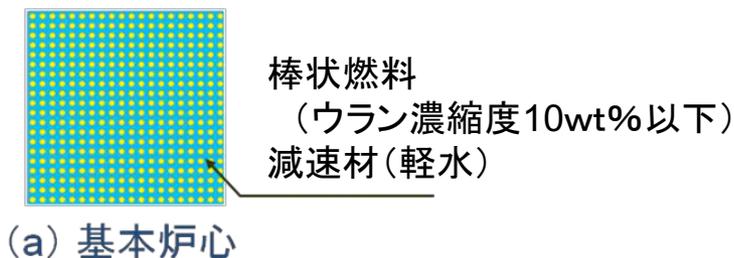
STACYの炉心及び給排水系の系統概要

炉 型	濃縮ウラン燃料軽水減速型
熱 出 力	最大200W
週間積算出力	最大0.3kW・h
年間積分出力	最大3kW・h
燃 料	ウラン棒状燃料 (²³⁵ U濃縮度10wt%以下)
棒状燃料挿入本数	50本以上900本以下
臨界水位	40cm以上140cm以下
反応度制御	軽水(減速材及び反射材)による水位制御
最大過剰反応度	0.3ドル(通常時) 0.8ドル(運転時の異常な過渡変化時)
最大反応度添加率	3セント/秒
緊急停止	安全板挿入(スクラム信号発生後1.5秒以内) 排水弁開 (スクラム信号発生後1秒以内)
運転形態	短時間の運転(デイリー運転)



STACY炉心タンク説明図

・典型的な炉心構成例



・実験計画に応じて設定する項目

項目	使用条件
減速材の温度	常温～70℃
減速材に添加する可溶性中性子吸収材の濃度	常温の軽水に対する溶解度の1/2以下(2種類以上の場合は1/5以下)
中性子毒物添加棒状燃料の種類及び量	中性子毒物の種類:ガドリニウム、エルビウム、サマリウム等 中性子毒物添加量:炉心に装荷する総ウラン重量の1/100以下
実験用装荷物の種類	固定式:固定吸収体、デブリ構造材模擬体、ボイド模擬体、燃料試料挿入管他 可動式:可動装荷物※(検出器、実験用中性子源、照射用試料等)

※最大反応度添加量:30セント

○ 溶液系STACYと更新STACYのリスクの比較

① 溶液系STACYに起因する公衆の放射線被ばくのリスク

- 運転直後に、プルトニウム、希ガス、ハロゲンを含む炉心タンク内の溶液燃料の漏えい事故を想定し、放射性物質が大気中に放出されるものとして影響を評価

② 更新STACYに起因する公衆の放射線被ばくのリスク

- 運転直後に、希ガス、ハロゲンを含む棒状燃料の機械的破損事故を想定し、放射性物質が大気中に放出されるものとして影響を評価(詳細はP.33参照)

		① 溶液系STACY*1	② 更新STACY*2
被ばく 評価結果	よう素の吸入摂取による 小児の被ばく線量	3.0×10^{-2} mSv	1.1×10^{-4} mSv
	γ線による外部被ばく線量	3.0×10^{-3} mSv	2.0×10^{-4} mSv
	プルトニウムの吸入摂取 による被ばく線量	2.0×10^{-3} mGy	—

*1: 原子炉設置変更許可申請書[STACY(定常臨界実験装置)施設]、添付書類十(平成21年3月11日許可)

*2: 原子炉設置変更許可申請書[STACY(定常臨界実験装置)施設]、添付書類十(平成30年1月31日許可)

- STACY更新に伴い、設計基準事故により公衆が被ばくする線量(リスク)の評価値は低減する。

(実用発電炉)

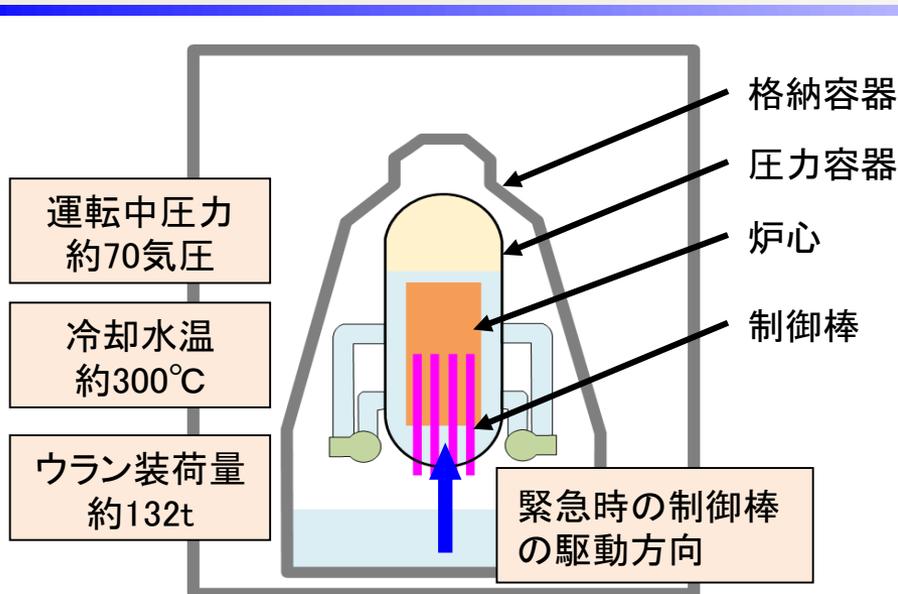
- 熱利用のために、高出力の臨界状態を長時間持続
- 十分に検証された特定の炉心を構成

(臨界実験装置)

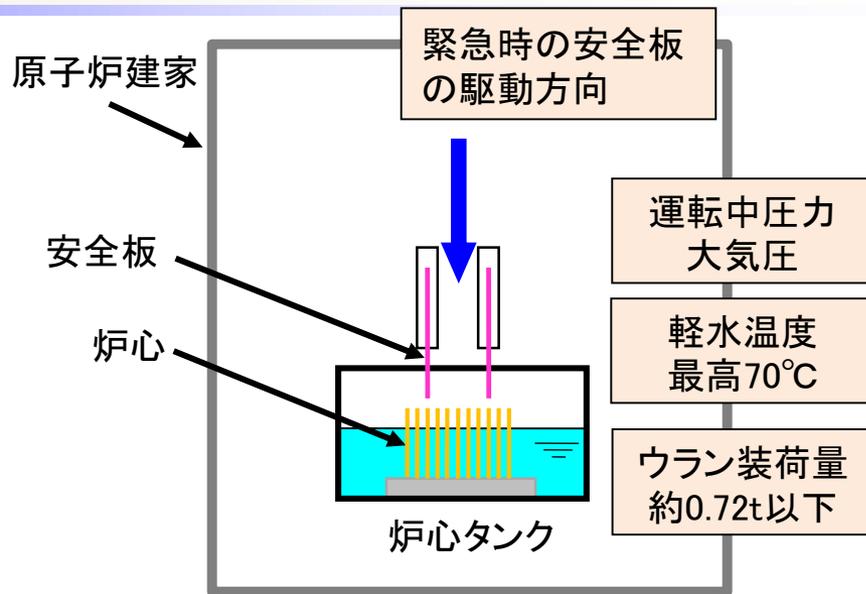
- 新しい炉心体系の核特性等を測定するために、許可された範囲において多様な炉心を構成
- 炉心を構成できる範囲(核的制限値など)を定め、その範囲内にあることを手順により遵守
- 低出力であり、炉心冷却設備不要
- 低燃焼度であり、核分裂生成物の蓄積僅少
- 何かあったら、すぐ原子炉停止(異常の早期検知、機能喪失しても安全側に働く(フェイルセーフ))



実用発電炉と臨界実験装置の比較(2/2)



実用発電炉(BWR)の概略図



臨界実験装置(STACY)の概略図

- STACYにおける核分裂生成物の**炉内蓄積量**は、原子力発電所の事故と比較しても**桁違いに小さい**。
- STACYは、全ての安全機能の喪失を想定しても、周辺公衆に対する放射線被ばくが5mSvを超えることはない。このため、耐震Sクラスはなく、**低出力炉のグレーデッドアプローチに基づく対応が適用**される。

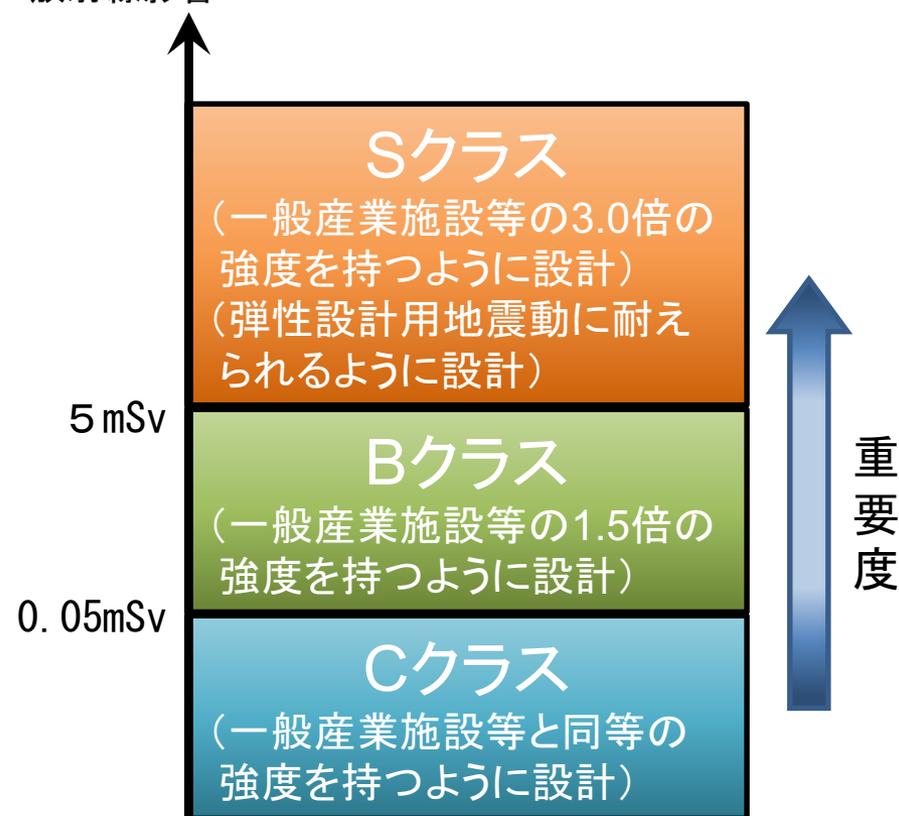
対象核種	炉内蓄積量	
	東京電力福島第一原子力発電所*1	STACY*2
ヨウ素131*3	2.3×10^{18} Bq	3.1×10^9 Bq(1億分の1)

*1: 福島第一原子力発電所(3号機): 第9回原子力災害事前対策等に関する検討チーム会合資料(資料3)
 *2: 全ての安全機能喪失時の評価結果(最大積分出力での運転後に安全機能の喪失を想定、P.11参照)
 *3: 原子炉施設の一般公衆の内部被ばく評価は、指針に従いヨウ素で実施している。

地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、次のように分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

- **Sクラス:**
安全施設のうち、その機能喪失により周辺の公衆に対して過度の放射線被ばくを及ぼす(5mSvを超える)おそれがある設備・機器を有する施設
- **Bクラス:**
安全施設のうち、その機能を喪失した場合Sクラス施設に比べて影響が小さい施設
- **Cクラス:**
Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設又は公共施設と同程度の安全性が要求される施設

機能喪失時の
放射線影響



耐震重要度分類(Sクラスの有無の評価1/2)

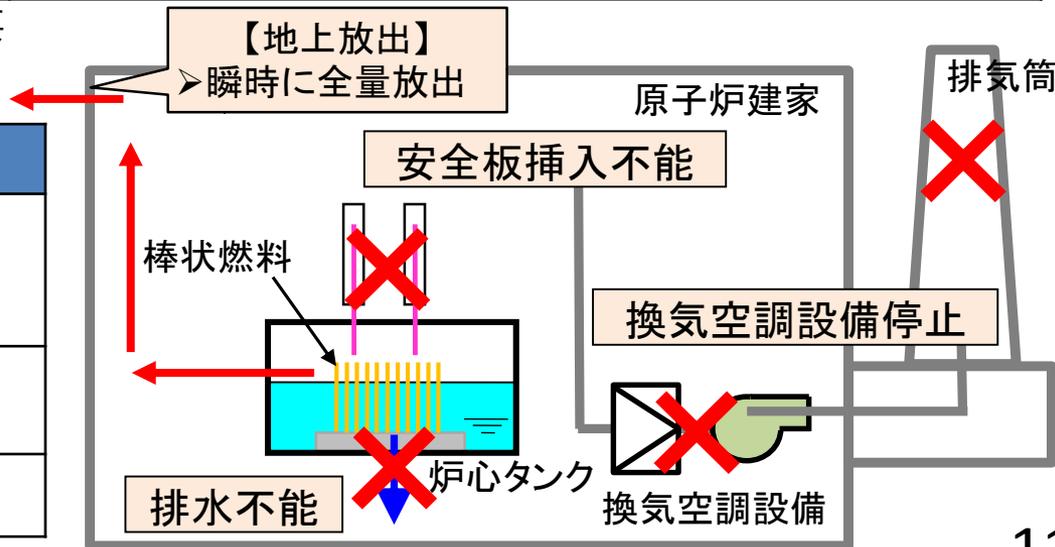
地震により原子炉施設の全ての安全機能が喪失した場合の影響を評価し、その結果に基づきSクラスの有無を確認する。機能喪失時の代表事象は、更新後STACY原子炉本体として「棒状燃料の機械的破損」、溶液系STACY施設として「溶液燃料の漏えい」を想定する。

◆ 機能喪失時の想定影響①～棒状燃料の機械的破損～

評価条件	項目	想定保守性
出力	200W	最大熱出力
運転時間	0.3kW・h/週 × 20週	年間積分出力3kW・hの2年間の運転に相当
棒状燃料	被覆管の破損	内包する放射性物質の全量放出
機能喪失※	停止機能喪失	安全板挿入不能、排水不能
	閉じ込め機能喪失	フィルタ除去効率を考慮せず建家から瞬時に地上放出

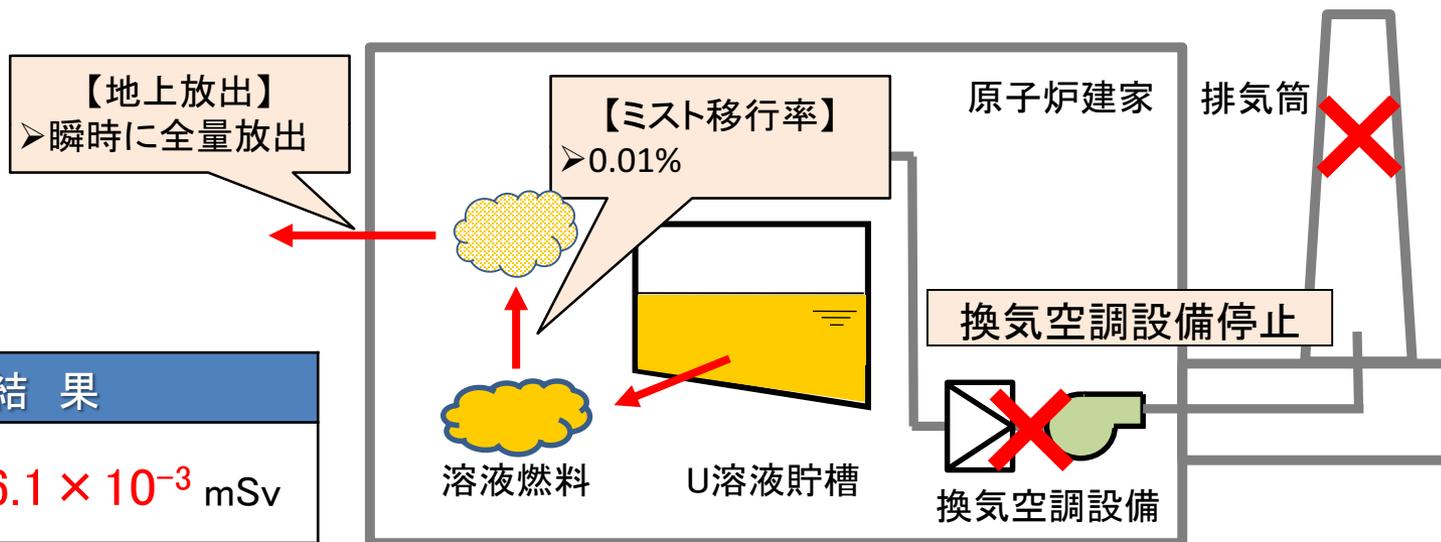
※ 低出力(最大200W)のため、冷却不要

評価結果	
よう素の吸入による 小児の実効線量 (よう素131炉内蓄積量)	1.0×10^{-1} mSv (3.1×10^9 Bq)
γ線外部被ばくによる実効線量	1.1×10^{-1} mSv
周辺公衆の実効線量	2.1×10^{-1} mSv



◆ 機能喪失時の想定影響②～溶液燃料の漏えい～

評価条件	項目	想定保守性
漏えい量	800kg	最大貯蔵量(800kg)の全量漏えい
機能喪失	閉じ込め機能喪失	フィルタ除去効率を考慮せず建家から瞬時に地上放出



評価結果	
周辺公衆の実効線量	6.1×10^{-3} mSv

全ての停止機能、冷却機能及び閉じ込め機能の喪失を想定しても、周辺公衆に対し放射線被ばくが5mSvを超えることはないため、耐震Sクラス施設はなく、耐震Bクラス及びCクラスに分類し耐震設計を行う。

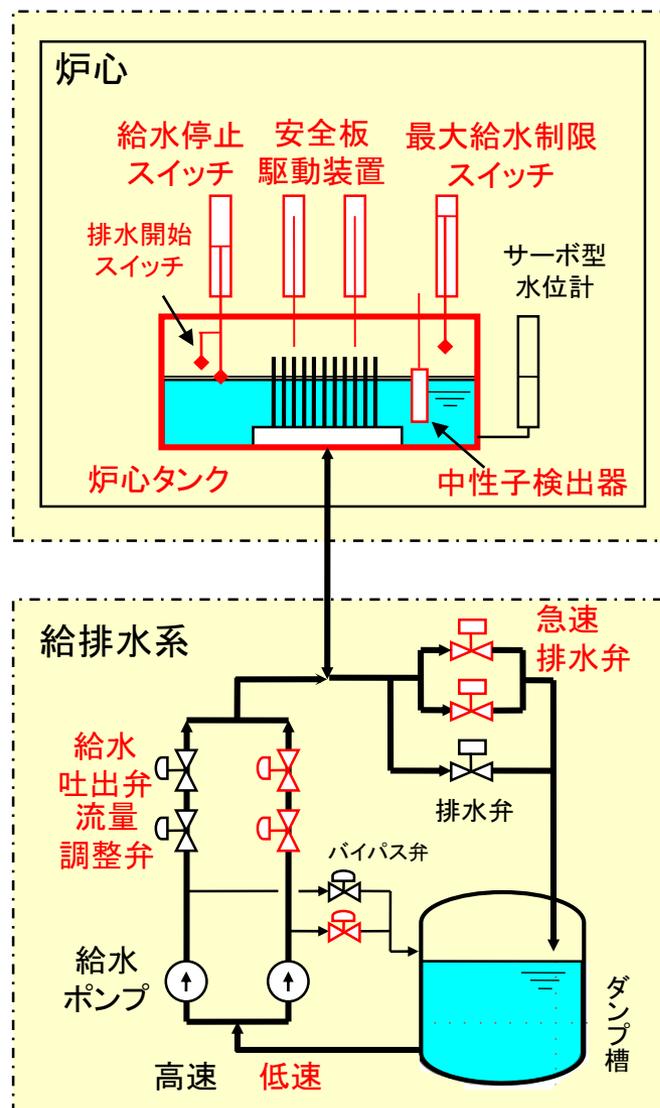
耐震重要度分類
(STACY施設にSクラスは無い)

※ 耐震重要度は、
S, B, C の3クラスに分類される

<耐震Bクラス機器>

計測制御系統設備

(安全板駆動装置、急速排水弁、
最大給水制限スイッチ、給水停止スイッチ
排水開始スイッチ、
安全保護系の核計装設備等)、
炉心タンク、格子板フレーム、格子板、
給水系、実験用装荷物(炉心に固定するもの)、
核燃料物質貯蔵設備(Pu保管ピット)



STACYの炉心及び給排水系の系統概要

- 原子炉停止系(安全板及び排水弁)は機能喪失しても安全側に働く(フェイルセーフ機構)とし、停止機能維持に電源は不要。
 - ・安全板が、自重落下で炉心へ挿入。
 - ・排水弁は、スプリング反力により開いて排水。
 また、停止状態の維持のために、原子炉停止後の操作及び監視は不要。
- 低出力(最大200W)であり発熱はなく、崩壊熱除去を含め、冷却は不要。
- 核燃料物質の内蔵量が少なく、設計基準事故においても閉じ込め機能を期待していない。
- 全ての停止機能及び閉じ込め機能の喪失を想定しても、周辺公衆に対する放射線被ばくが5mSvを超えることはないため、耐震Sクラス施設は有しない。
- 低出力炉(熱出力500kW未満)に分類されるため、グレーデッドアプローチが適用可能。
- 東日本大震災で未曾有の揺れに見舞われ、地盤沈下、原子炉建家のコンクリートに微細なひび割れが発生(これらは全て復旧済み)したが、原子炉の安全性に影響するような被害はなかった。



実用発電炉

高中出力試験研究炉

熱出力50MW~500kW水冷却炉

低出力試験研究炉

熱出力500kW未満

重大事故	意図的な航空機衝突
	放射性物質の拡散抑制対策
	格納容器破損防止対策
	炉心損傷防災対策
内部溢水に対する考慮	
自然災害に対する考慮 (火山、竜巻、森林火災など)	
火災に対する考慮	
電源の信頼性	
その他の設備の性能	
耐震・耐津波性能 (耐震重要度分類Sクラスの設備・機器は、基準地震動及び基準津波の策定が必要)	

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止
内部溢水に対する考慮
自然災害に対する考慮* (火山、竜巻、森林火災など)
火災に対する考慮*
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能* (耐震重要度分類Sクラスの設備・機器は、基準地震動及び基準津波の策定が必要)

【STACYは低出力炉に分類】
低出力炉のグレードアップアプローチが適用される*

内部溢水に対する考慮
自然災害に対する考慮* (火山、竜巻、森林火災など)
火災に対する考慮*
電源の信頼性
その他の設備の性能
耐震・耐津波性能* (Sクラスの設備・機器なし)

* 外部事象等に対するグレードアップアプローチの適用:「試験研究用等原子炉施設への新規規制基準の審査を踏まえたグレードアップアプローチ対応について(案)(平成28年6月15日)」

許可基準規則	従来の対策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
地震対策	設置時(耐震指針(S56策定))の分類に基づき設計	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建家について、最新知見の反映として現行の建築基準法に照らして改修 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建家の耐震改修工事を実施 	P.23
津波対策	過去の津波(十勝沖地震の5m)を考慮	<ul style="list-style-type: none"> 県策定L2津波(約6m)により安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 	<ul style="list-style-type: none"> 追加工事なし(STACY施設の標高約8m) 	P.24
火山	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 想定される火山灰は極微量であり安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 影響が及ぶおそれがある場合は、原子炉停止及び火山灰除去を規定化 	<ul style="list-style-type: none"> 除灰作業に必要な装備を整備 	P.25, 26
竜巻	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻(F1、最大風速49m/s)の発生を考慮しても安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 敷地内の資材等の管理を規定化 	<ul style="list-style-type: none"> 飛来物調査により、施設に損傷を与えるような飛来物がないことを確認(敷地内の資材等を管理を継続) 	P.27
森林火災	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> 森林火災の熱影響により安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 草木の管理実施を規定化 	<ul style="list-style-type: none"> 草木の管理を実施 原科研として消防車を1台追加 	P.28

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
落雷	建築基準法に基づき避雷針を設置	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・施設の特徴を考慮して落雷により安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 	追加工事なし	—
生物学的事象	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・換気系への枯葉混入等の影響を考慮しても安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 	追加工事なし	—
航空機落下	防護設計の可否を判断する基準である 10^{-7} 回/炉・年を超えないことを確認	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・最新のデータに基づき評価を実施(評価結果:3.6×10^{-8}回/炉・年) 	追加工事なし	—
近隣工場等の火災	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・敷地外の近隣工場等(半径10km以内)において火災が発生した場合の熱影響により安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 	追加工事なし	—
有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害により安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認 	追加工事なし	—
不法な侵入防止	物的障壁を設置	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 	追加工事なし	—

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
内部火災対策	火災の発生防止、早期感知と消火、影響軽減の <u>3方策</u> を適切に組み合わせ設計	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・原子炉建家で火災発生時、直ちに<u>原子炉停止</u>を規定化(運転開始までに整備) 	追加工事なし <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉建家で火災発生時、直ちに原子炉停止を規定化(運転開始までに整備) 	P.29
内部溢水	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・内部溢水により安全機能が損なわれないように設計 ・管理区域外に漏えいしないよう堰を設置していることを確認 ・STACY炉心タンクで溢水が発生した場合においても、原子炉停止機能及び停止維持機能を損なわないように設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉停止系はフェイルセーフ機構 	—
誤操作防止	— (<u>STACY更新に伴い改造</u>)	<ul style="list-style-type: none"> ・誤操作による異常な反応度添加を防止するため<u>インターロック</u>を設ける設計 ・棒状燃料は誤装荷を防止するため、<u>種類別に容易に識別</u>できるように設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>STACY更新に伴い改造</u> 	—
安全避難通路	避難用照明、誘導標識、誘導灯などを設置	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・<u>設計基準事故時の現場対応</u>に用いる照明を整備 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>可搬式仮設照明の整備</u> 	P.30

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
安全施設	重要度に応じて信頼性を確保する設計	・同左	追加工事なし	P.31
安全評価	試験研究炉評価指針等に基づき実施し、要件を満足する設計	・同左	追加工事なし	P.32, 33,34
外部電源喪失	原子炉は電源を要せず自動的に停止する設計	・同左	追加工事なし	—
炉心等	— (<u>STACY更新に伴い改造</u>)	<ul style="list-style-type: none"> ・STACYは、水位制御により反応度を制御し、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計 ・炉心は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性を損なうことのないように設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>STACY更新に伴い改造</u> 	—
燃料取扱施設及び貯蔵施設	想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがない設計	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・燃料の取扱いは作業員の手作業であるため、取扱施設は不要 ・設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合に備え、<u>中性子吸収材を追加</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>中性子吸収材を追加</u> 	P.30

許可基準規則	従来の対策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
計測制御 系統施設	— (<u>STACY更新に伴い 改造</u>)	・中性子束、炉心タンク水位、給水流量等のパラメータは、適切な予想範囲に維持制御でき、かつ、監視できるように設計	・ <u>STACY更新に伴い改造</u>	—
安全保護 回路	“1 out of 2”の2系統構成の多重性を有する設計	・同左 ・安全保護回路に係る系統間のケーブルを <u>1系統のみ物理的に分離し、類焼を防止</u>	・1系統を金属管収納	P.30
反応度制御 系統	— (<u>STACY更新に伴い 改造</u>)	・反応度制御系として給排水系を設け、所要の運転状態に維持し得る設計	・ <u>STACY更新に伴い改造</u>	—
原子炉停止 系統	— (<u>STACY更新に伴い 改造</u>)	・原子炉停止系は、機構の異なる二つの独立した系統として安全板装置と排水系を有する設計 ・反応度価値の最も大きい1枚が挿入できない場合においても、炉心を未臨界に移行することができるように設計	・ <u>STACY更新に伴い改造</u>	—

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
原子炉制御室	主要なパラメータが監視できる設計	・同左	追加工事なし	—
廃棄施設	液体廃棄物(廃液貯槽)の漏えいを早期検知するため、24時間監視	・同左	追加工事なし	—
保管廃棄施設	固体廃棄物は、原科研内の放射性廃棄物処理場に運搬し、処理又は保管廃棄を行なう	・同左 ・既設の固体廃棄物保管室を保管廃棄施設に区分変更	追加工事なし	—
直接ガンマ線からの防護	敷地境界外において、年間50 μ Gy以下になるように設計	・同左	追加工事なし	—
放射線業務従事者の防護	合理的に達成できる限り不要な放射線被ばくを防止	・同左	追加工事なし	—
監視設備	放射線エリアモニタ等によるモニタリングができるとともに必要な情報を制御室等に表示できる設計	・同左	追加工事なし	—

許可基準規則	従来の方策	新規制基準対応	追加の措置等	詳細
原子炉格納施設	建家内を負圧状態に維持できる設計	・同左	追加工事なし	—
保安電源設備	商用電源系と非常用電源系を設ける	・同左	追加工事なし	—
実験設備等	— (<u>STACY更新に伴い改造</u>)	<ul style="list-style-type: none"> ・実験設備等は、その損傷等が発生した場合においても、原子炉施設の安全性を損なうおそれがないように設計 ・実験設備等は、その状態変化、損傷、逸脱等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えないように設計 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>STACY更新に伴い改造</u> 	—
通信連絡設備等	施設内、敷地内/外に必要な指示又は連絡ができるよう固定電話、構内放送システム等を設置	・同左	追加工事なし	—

◆ 原子炉建家の耐震改修

最新の知見(建築基準法)に基づく耐震評価(開口部の評価方法の見直し)を踏まえ、原子炉建家の耐震改修を行う。【平成30年度実施予定】

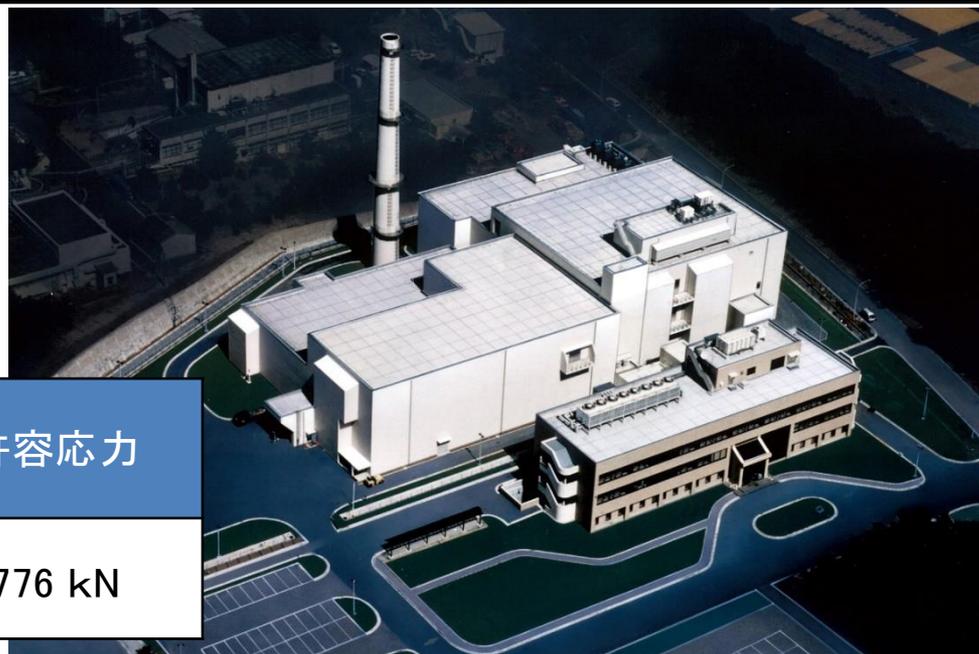
◆ 耐震改修後の原子炉建家の耐震評価

耐震改修後の原子炉建家について、Bクラスの地震力が作用した場合における許容応力度評価を行い建家がおおむね弾性範囲に留まること、支持地盤が建家を十分に支持できること、及び保有水平耐力が施設の重要度に応じた安全余裕を有していることから、耐震Bクラス施設・設備の支持機能を要する建物として構造健全性に問題のないことを確認した。

なお、STACY施設において、原子炉建家以外に、耐震Bクラス施設及びCクラス施設を内包する施設はない。

耐震改修前後における設計応力評価

評価対象	設計応力		許容応力
	改修前	改修後	
原子炉建家 2階電気室梁	846 kN	270 kN	776 kN



STACY施設(耐震Bクラス施設)に「大きな影響を及ぼすおそれのある津波」としては、行政機関により評価された津波を考慮し、“茨城沿岸津波対策検討委員会が策定した「茨城沿岸津波浸水想定」で示されている最大クラスの津波(L2津波※)”とする。

※ L2津波: 発生頻度は極めて低いものの、発生すれば甚大な被害をもたらす津波

◆ 最大クラスの津波(L2)

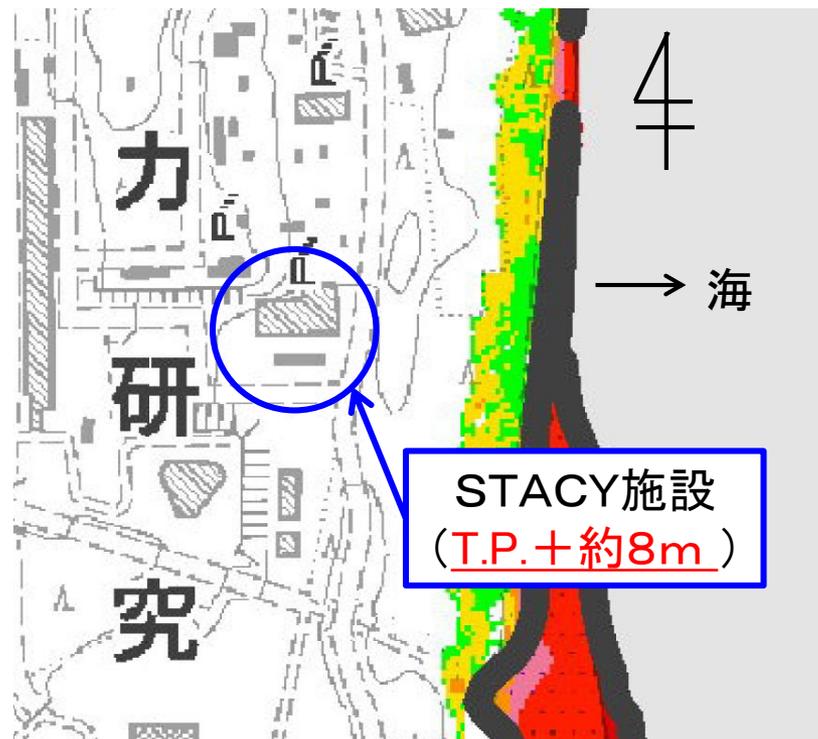
原子力科学研究所敷地における津波最大遡上高さ = T.P.+約6m

(参考) 東北地方太平洋沖地震による津波痕跡高(図中のグレー部)

T.P.+約5m (原子力科学研究所敷地)



STACY施設は最大クラスの津波が到達しない位置に設置されており、浸水することはない、安全機能が損なわれるおそれはない。



茨城県津波浸水想定図(L2津波)(一部切り取り)

◆ 施設に影響を及ぼし得る火山の抽出

- 敷地を中心とする半径160kmの範囲には32の第四紀火山が位置する。
- 完新世の活動の有無、将来の活動可能性の検討を行い、施設に影響を及ぼし得る火山として、13火山を抽出した。

◆ 抽出された火山の火山活動に関する個別評価

- 抽出された火山の敷地からの離隔、並びに敷地周辺における第四紀における火山活動の特徴等の検討結果等から、設計対応不可能な火山事象(火砕物密度流、溶岩流、岩屑なだれ他、新しい火口の開口及び地殻変動)が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さい。

◆ 施設に影響を及ぼし得る火山事象の抽出

- 火山性土石流、火山から発生する飛来物(噴石)、火山ガス及びその他の火山事象のうち、施設への影響を評価すべき事象はない。
- 考慮すべき火山事象は、降下火砕物(火山灰)のみである。完新世の火山活動に関する記録によると、敷地及びその周辺の降下火砕物の層厚は極微量であることから、火山による被害を受けるおそれはない。

施設に影響を及ぼし得る火山の抽出結果

No.	第四紀火山	敷地からの距離(km)
1	たかはらやま 高原山	88
2	なすだけ 那須岳	93
3	なんたい・によほう 男体・女峰火山群	105
4	につこうしらねやま 日光白根山	116
5	ひうかがたけ 燧ヶ岳	130
6	あだたらやま 安達太良山	133
7	ささもりやま 笹森山	134
8	あかぎやま 赤城山	127
9	ぬまさわ 沼沢	143
10	あかぎやま 赤城山	127
11	こもちやま 子持山	144
12	あづまやま 吾妻山	148
13	はるなさん 榛名山	157

(完新世の火山活動に関する記録)

- 1707富士山宝永噴火報告書(平成18年3月 中央防災会議 災害教訓の継承に関する専門調査会)
- 堆積物と古記録からみた浅間火山1783年のプリニー式噴火(安井真也・小屋口剛博,1998)
- 1914桜島噴火報告書(平成23年3月 中央防災会議 災害教訓の継承に関する専門調査会)
- 新編火山灰アトラスー日本列島とその周辺, 東京大学出版

STACY施設において考慮すべき火山事象は、降下火砕物(火山灰)である。完新世の火山活動に関する記録によると、敷地及びその周辺の降下火砕物の層厚は極微量であることから、火山による被害を受けるおそれはない。

以下を規定化

(原子炉停止)

- 噴火により敷地への降灰の可能性が示唆された場合、原子炉を停止する。

(除灰作業)

- 敷地において降灰が確認された場合、STACY原子炉建家屋上の許容堆積荷重(降下火砕物32cm相当)を超えないように除灰作業を実施する。

原子炉建家の許容堆積荷重の算出

評価対象	許容堆積荷重
原子炉建家(屋上)	3776 N/m ² (降下火砕物 約32cm相当)



除灰作業員の装備
(ヘルメット、ゴーグル、マスク等)

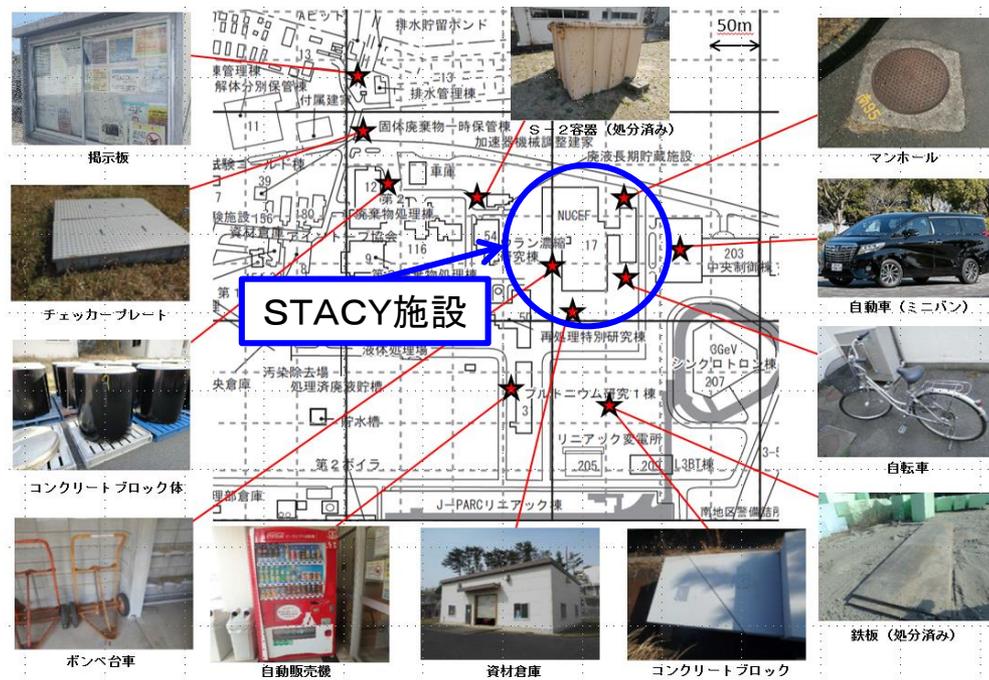
STACY施設周辺(敷地から半径20kmの範囲)で過去に発生した最大の竜巻(最大風速49m/s)及びその随件事象(電源喪失)の発生を考慮しても、機能喪失しないことを確認。

(飛来物の管理)

- STACY施設周辺の飛来物調査を実施し、現時点において施設に損傷を与えるような飛来物がないことを確認。

以下を規定化

- 今後も飛来物の衝突を防止するため、資材等の管理(施設に損傷を与えるような資材等を設置させない)を実施。



飛来物に対する建家の構造健全性評価結果

飛来物	建家コンクリート厚さ	貫通限界厚さ	裏面剥離限界厚さ	評価結果	
				貫通	裏面剥離
ボンベ台車	30cm	4cm	17cm	無	無

森林火災によるSTACY施設原子炉建家外壁表面温度は、コンクリート強度に影響がないとされる温度(200°C)以下であり、STACY施設の安全性に影響ないことを確認。

森林火災影響評価結果

評価対象施設	材質	表面温度	離隔距離
原子炉建家	コンクリート	143°C	22m

以下を規定化

(草木の管理)

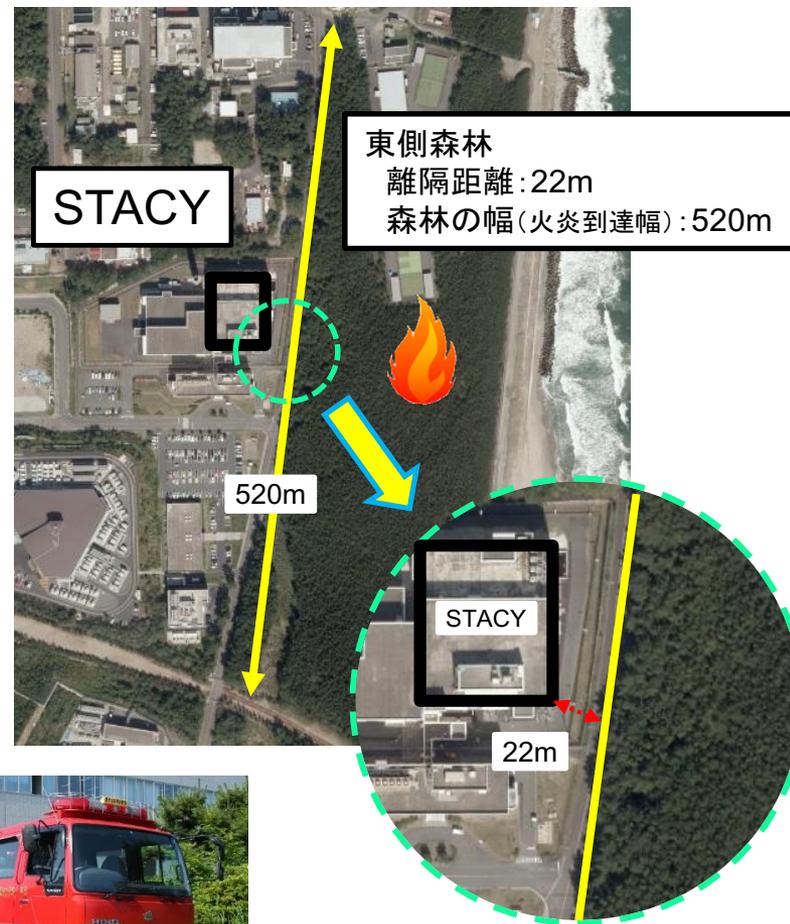
- 今後、施設外壁と森林間の離隔距離については、評価で用いた離隔距離(22m*1)が確保できるように草木の管理を実施。

*1: 原子炉建家との距離

(自衛消防隊による対応)

- 原科研には、24時間体制の自衛消防隊が組織されており、常時対応が可能。
- 火災を覚知した場合、自衛消防隊が化学消防車で出動し、消火活動を開始。

化学消防車



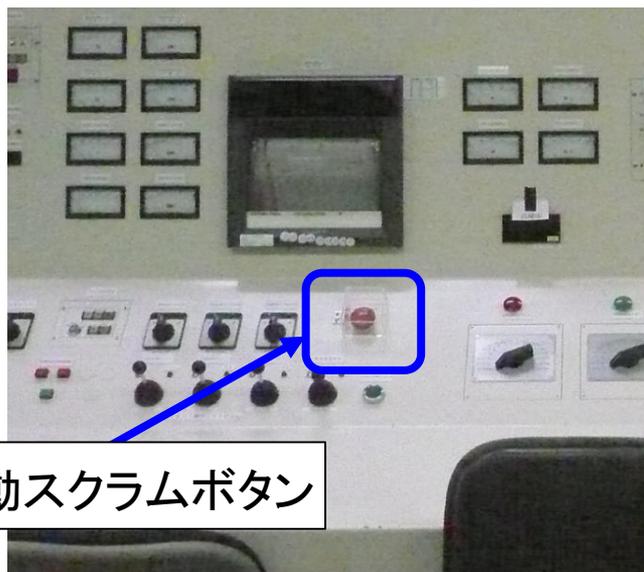
東側森林
離隔距離: 22m
森林の幅(火災到達幅): 520m

出典: 国土地理院・地理院地図

原子炉運転中に原子炉建家内で火災が発生した場合、直ちに原子炉を停止する。
 (運転開始までに上記を規定化)

(原子炉の停止操作)

- 制御室の手動スクラムによりSTACYを安全に停止する。
- 制御室周辺で火災等が発生し、制御室の手動スクラムが作動できない場合においても、制御室外に設けている安全スイッチによりSTACYを安全に停止する。



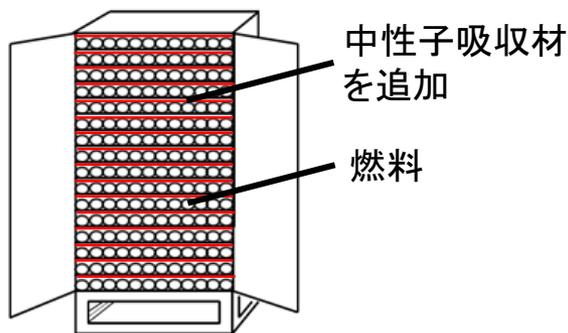
制御室制御卓の手動スクラム



制御室外の安全スイッチ

- ◆ 核燃料物質貯蔵設備への中性子吸収材追加
 L2津波を超える津波による水没を考慮した場合にも、未臨界を確保できるよう、中性子吸収材を追加する。
 ⇒設備の変形等により寸法制限値が満足されない場合でも、臨界を防止することができる。
- ◆ ケーブルの類焼防止
 安全保護回路に係る系統間のケーブル(二重化配線)について、制御室床下の範囲で1系統を金属管に収納する等により物理的に分離し、類焼を防止する。
 ⇒ケーブル火災等発生時、1系統は金属管に収納等するため、類焼の防止が図られる。
- ◆ 可搬式仮設照明の整備
 設計基準事故が発生した場合に備え、蓄電池を内蔵した可搬式の仮設照明を整備する。
 ⇒照明用電源喪失時においても、設計基準事故に対し円滑な現場作業が可能になる。

【貯蔵設備への
中性子吸収材追加】



燃料収納架台概略図

【可搬式仮設照明の整備】



可搬式仮設照明

安全機能の重要度分類

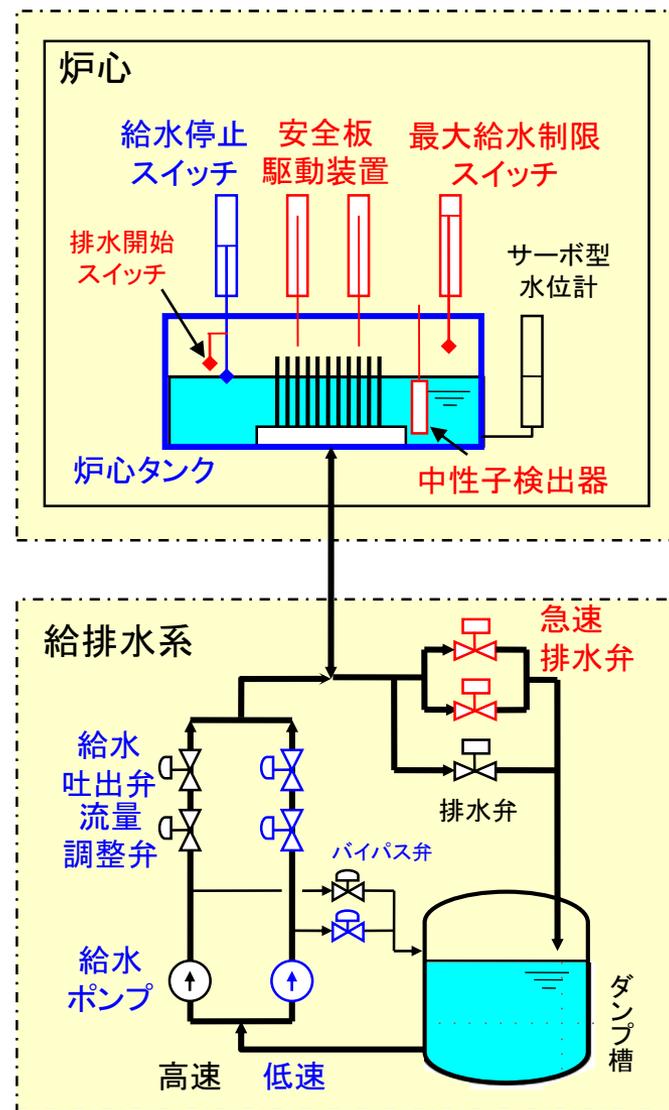
(STACY施設にPS-1、MS-1に該当する設備・機器は無い)

<PS-2> (PS:異常の発生防止機能)

給水停止スイッチ、給水系、炉心タンク、格子板、格子板フレーム

<MS-2> (MS:異常時の影響緩和機能)

安全板装置、排水系、核計装設備、最大給水制限スイッチ、安全保護回路、排水開始スイッチ、給水系

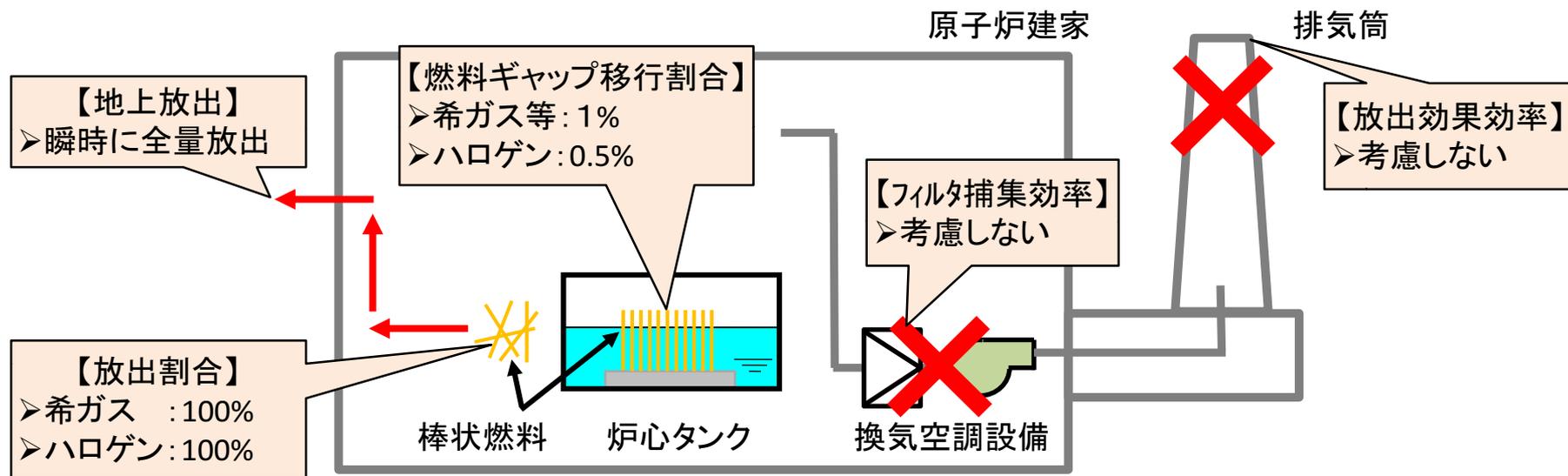


STACYの炉心及び給排水系の系統概要

STACY施設における設計基準事故の事象選定(主な異常事象)

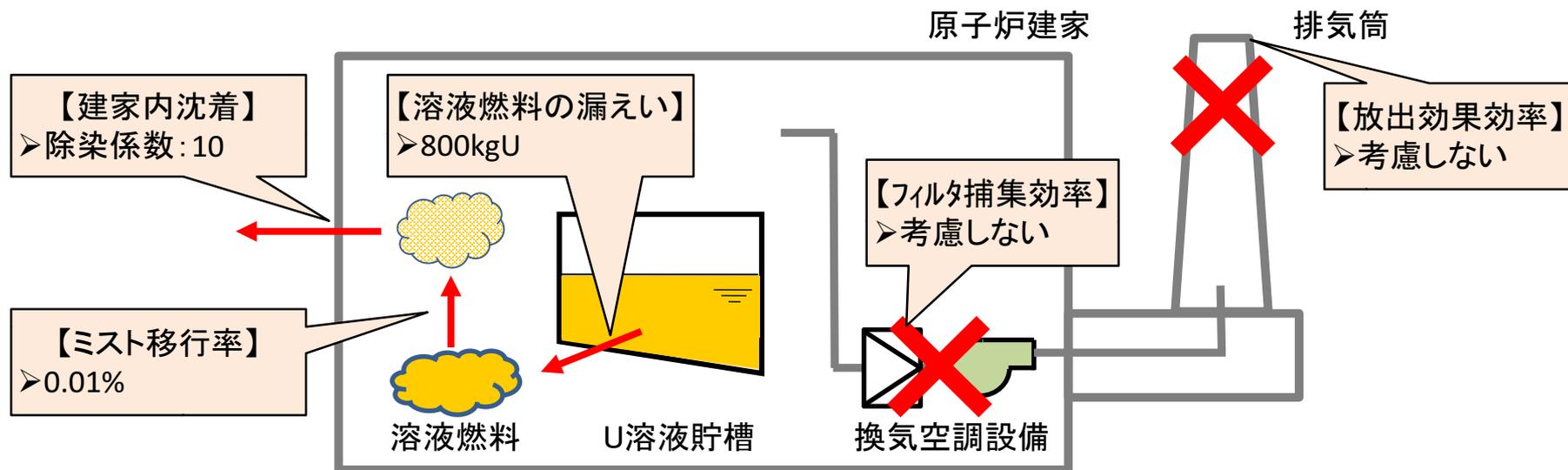
NO.	STACYで想定される事象	STACYの状態	備考
①	・棒状燃料の炉心への誤装荷/誤配置	<ul style="list-style-type: none"> ・多段階チェック及び段階給水により未臨界のうちに正確な臨界水位に修正される。 ・臨界水位及び反応度の添加条件は段階的に拡張する。 	事象進展なし
②	・棒状燃料の機械的破損 (棒状燃料取出し時の落下等による破損)	<ul style="list-style-type: none"> ・運転直後の棒状燃料取り出し時(炉心への装荷作業又は棒状燃料貯蔵設備への貯蔵等)において、棒状燃料の落下等により被覆管が破損する。 	P.33
③	・棒状燃料の機械的破損 (棒状燃料非破壊測定時の落下等による破損)	<ul style="list-style-type: none"> ・棒状燃料の非破壊測定作業中の落下等により被覆管が破損する。 ・<u>運転終了から作業開始までの核分裂生成物の時間減衰</u>が期待できる。 	事象②に包含
④	・核燃料物質貯蔵設備の損傷 (溶液燃料の漏えい)	<ul style="list-style-type: none"> ・核燃料物質貯蔵設備(溶液燃料貯蔵設備)の機器及び配管が劣化等により損傷し、貯留している溶液燃料が室内に漏えいする。 	P.34
⑤	・核燃料物質貯蔵設備の損傷 (溶液燃料の漏えい)	<ul style="list-style-type: none"> ・溶液燃料のサンプリング時の誤操作等によりグローブボックス内に溶液燃料が漏えいする。 ・溶液燃料貯蔵設備より<u>機器容量が小さい</u>。 	事象④に包含
⑥	・核燃料物質貯蔵設備の損傷 (ウラン酸化物燃料及び使用済ウラン黒鉛混合燃料の破損)	<ul style="list-style-type: none"> ・ウラン酸化物燃料は新燃料であり、使用済ウラン黒鉛混合燃料は<u>核分裂生成物の蓄積量はわずか</u>である。 	事象④に包含

- ◆ 運転直後の棒状燃料の取り出し時に、棒状燃料の落下等により被覆管が破損し、被覆管と燃料のすきま (ギャップ) 内の核燃料物質が放出される場合を想定。



項目		棒状燃料の機械的破損
事故シナリオ		①一度に取り扱う最大量(20本)が落下し、被覆管が破損。 ②棒状燃料のギャップに蓄積された希ガス(全体の1%)及びハロゲン(全体の0.5%)が室内雰囲気へ放出。 ③室内雰囲気から原子炉建家外へ瞬時に地上放出。
線量評価	よう素の吸入摂取による小児の実効線量	1.1×10^{-4} mSv
	γ線の外部被ばくによる実効線量	2.0×10^{-4} mSv

- ◆ 溶液燃料が室内に漏えいし、さらにその溶液燃料から霧状(ミスト)の放射性物質が室内空間へ移行し、大気中に放出される事象を想定。



項目		溶液燃料の漏えい
事故シナリオ		①U溶液貯槽の溶液燃料の全量(800kgU)が室内に漏えい。 ②溶液燃料からミスト状のウランが室内雰囲気に移行(移行率0.01%)。 ③室内雰囲気ウランミストは、閉じ込め機能を期待せず、瞬時に地上放出。ウランミストは一部建家内沈着(除染係数10)
線量評価	Uの吸入摂取による実効線量	6.1×10^{-4} mSv

災害、事故等が発生した場合の対策を迅速かつ的確に対処できるよう、様々な訓練を繰り返し実施。

◆ 免振構造の緊急時対策所を整備

- ・階上に保安管理部、放射線管理部を配置

◆ 事故時に向けた訓練

- 緊急時活動レベル（EAL）の設定（原子力災害指針等の改正を受けて新たに設定）
 - ・所内外通信連絡機能の喪失（一部喪失も含む）
 - ・防護措置の準備が必要な事象
- 事故時の体制
 - ・現場対応、放射線管理対応、連絡記録対応等に役割を分担
- 事故を想定した教育訓練
 - ・非常事態総合訓練（JRR-3の運転中に1次冷却水の漏洩事象を想定）として、平成30年1月に実施

◆ その他の訓練

以下の教育訓練により事故時対応の確認を行っている。

- ・通報訓練：勤務時間外の連絡体制、人員確保を確認
- ・消火訓練：消火栓、消火器の使用方法を確認
- ・緊急作業訓練：緊急作業（100mSv超）を想定した事故時対応
- ・グリーンハウス設置訓練：内部被ばくを想定した事故時対応



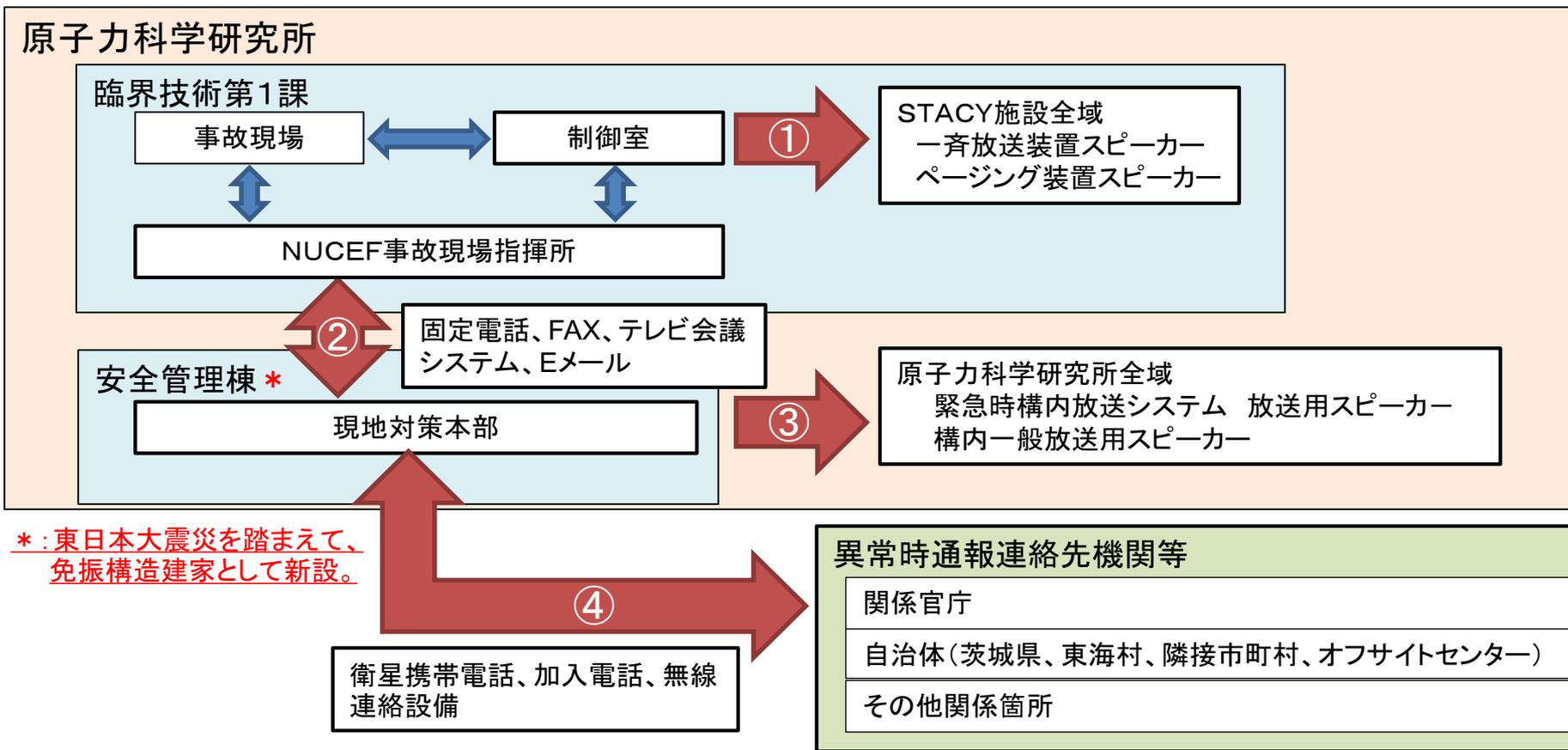
緊急時対策所



非常事態総合訓練



消火訓練



*: 東日本大震災を踏まえて、免振構造建家として新設。

① 施設内の通信連絡

設計基準事故等が発生した場合に、STACY施設内の全ての人々に対して、制御室から指示できる多様性をもった通信連絡設備

② 施設間の通信連絡

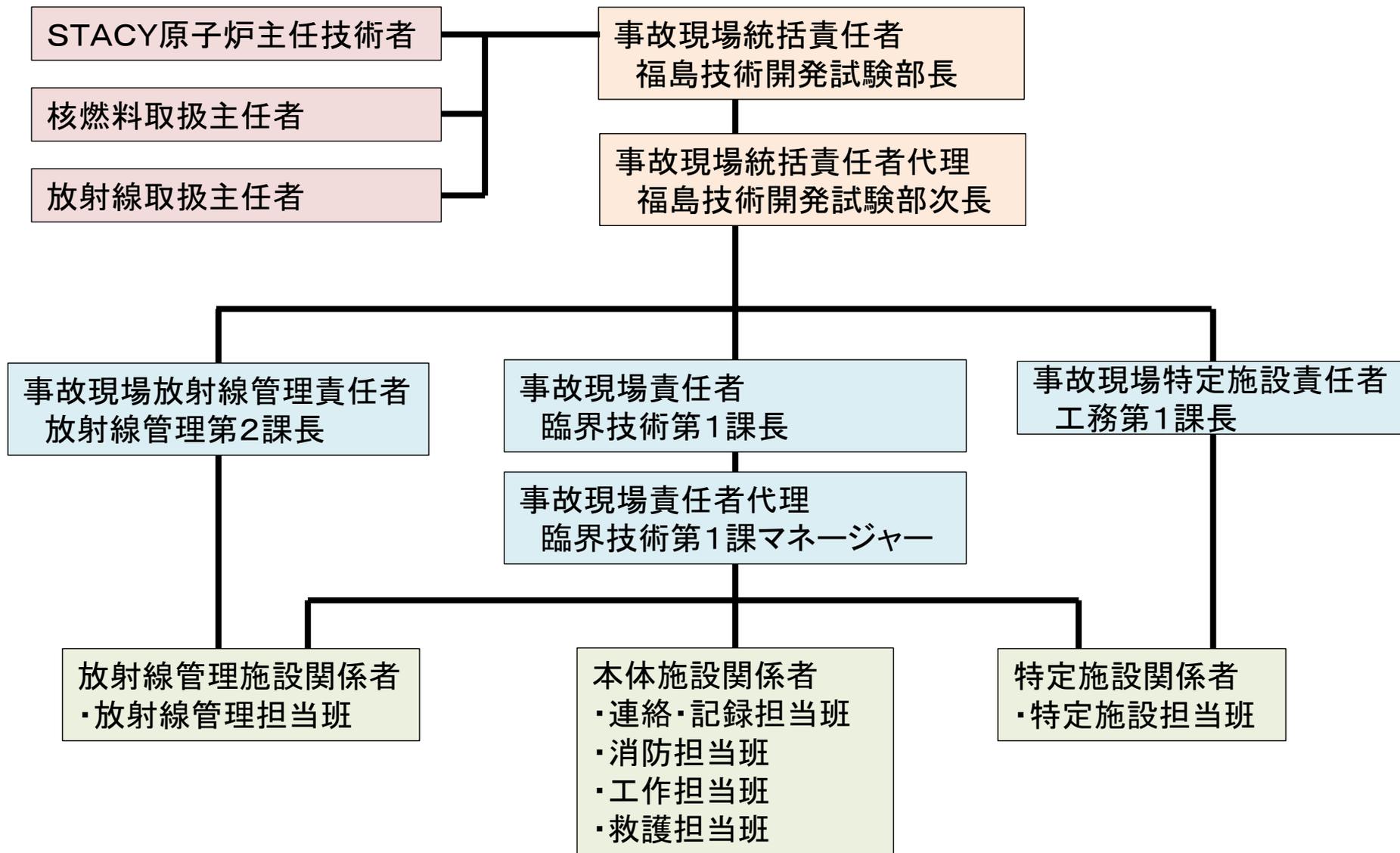
NUCEF事故現場指揮所から現地対策本部との通信連絡設備は、多様性を備え、相互に連絡が取れる設計

③ 敷地内の通信連絡

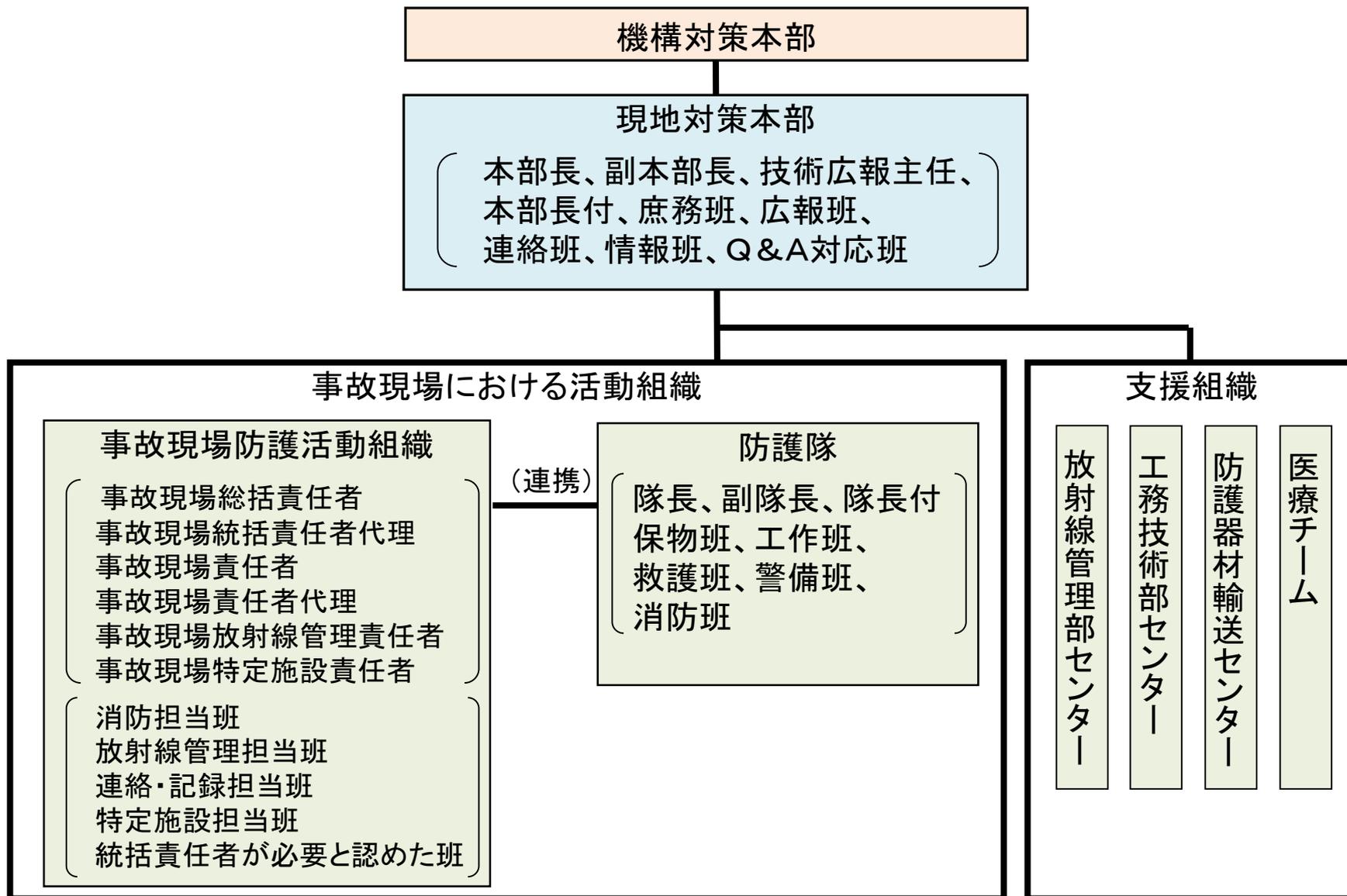
設計基準事故等が発生した場合に、敷地内の全ての人々に対して、事象発生時の連絡や避難指示等を行うための通信連絡設備を設ける

④ 敷地外の通信連絡

現地対策本部から関係官庁等へ連絡を行うための通信連絡設備は、専用であって多様性を確保した設計



NUCEF事故現場指揮所の組織図



原子力科学研究所現地対策本部の組織図

許認可		年度				2017				2018				2019				2020			
		H29				H30				H31				H32							
基本設計	原子炉設置 変更許可	安全審査				▼許可(1/31)															
	解体撤去 工事	設工認				解体撤去工事															
詳細設計・製作等	原子炉本体 等製作	設工認				原子炉本体等製作及び使用前検査															
	棒状燃料 製作	設工認				棒状燃料製作及び使用前検査															
	耐震改修 工事	設工認				耐震改修工事及び 使用前検査															
保安規定変更		不使用設備 保守管理				▼認可(3/1)				▽認可				運転 管理							
臨界実験														臨界実験							
														△運転再開							

参考資料

1. 核的制限値の遵守

➤ 過剰反応度

方法：炉心タンクの水位を制限する

Hard 水位スイッチの性能

Soft 段階的臨界近接手順

Hard 炉心形状の特性(垂直方向に一様とみなせる)

➤ 給水による反応度添加率

方法：炉心タンクの水面上昇速度を制限する

Hard 給水ポンプの性能

Soft 段階的臨界近接手順

Hard 炉心形状の特性(垂直方向に一様とみなせる)

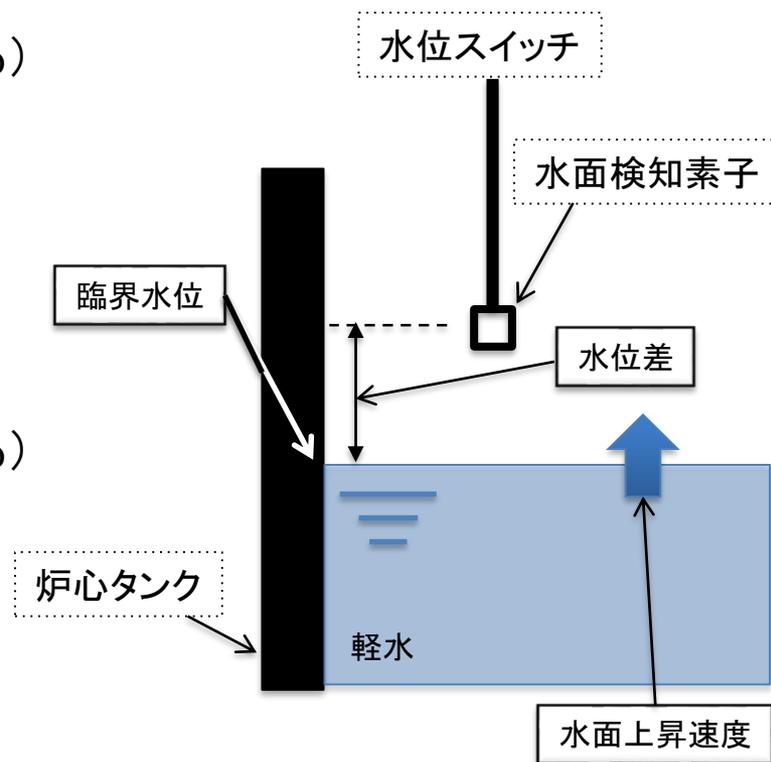
➤ 原子炉停止余裕

方法：炉心構成に合わせた適切な位置に安全板を配置し、確実に挿入する

Soft 計算解析による安全板反応度価値評価

Hard 格子板スリットの形状

Hard	主に設備の設計により担保
Soft	主に保安規定により担保



(つづく)

1. 核的制限値の遵守 (つづき)

➤ 可動装荷物の反応度価値

方法: 炉心構成に合わせた適切な反応度価値をもつ装荷物を選択する

Soft 計算解析による装荷物反応度価値評価

➤ 可動装荷物による反応度添加率

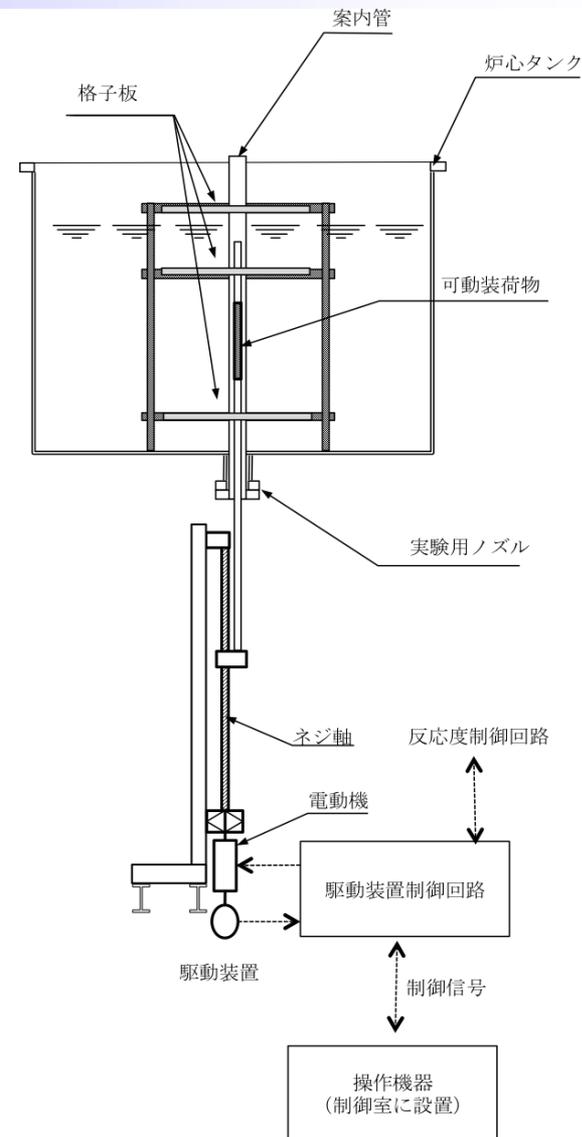
方法(1): 可動装荷物駆動装置の駆動速度を制限する
方法(2): 給水系との同時駆動を禁止する

Hard 可動装荷物駆動装置の性能

Hard 運転制御用インターロックの性能

Soft 段階的臨界近接手順

Hard 炉心形状の特性(垂直方向に一様とみなせる)



可動装荷物駆動装置
(下部挿入型)

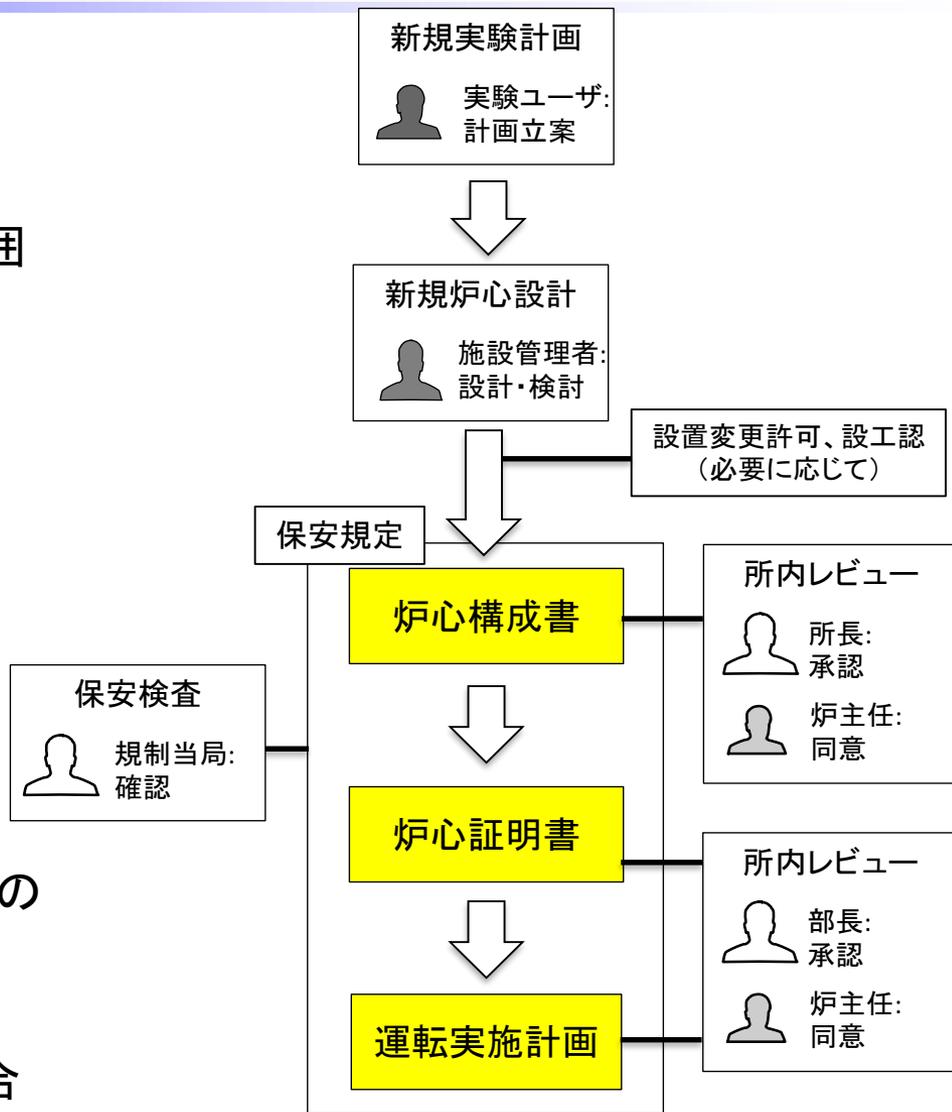
2. その他核的制限値以外に制限するパラメータ

	項目	制限する範囲		確認方法
炉心構成	棒状燃料装荷本数	900本以下	Soft	炉心構成範囲の確認
	燃料の ²³⁵ U濃縮度	(棒状燃料) 10wt%以下	Soft	炉心構成範囲の確認
	臨界水位	40~140cm以下	Soft	段階的臨界近接手順
	減速材対燃料ペレット体積比	0.9~11(炉心平均)	Soft	炉心構成範囲の確認
	減速材及び反射材温度	70°C以下	Hard	温度計・警報回路による監視
熱的制限値	最大熱出力	200W(通常 1W程度)	Hard	核計装設備による監視
	最大積算出力	0.3kW・h/週 3kW・h/年	Hard	核計装設備による監視
代表炉心の特性	水位反応度係数	最大 6セント/mm	Soft	解析及び実測による評価
	減速材温度反応度係数	最大 $3.8 \times 10^{-4} \Delta k/k/^\circ C$	Soft	解析による評価
	減速材ボイド反応度係数	最大 $3.7 \times 10^{-3} \Delta k/k/void\%$	Soft	解析による評価
	棒状燃料温度反応度係数	最大 0 $\Delta k/k/^\circ C$	Soft	解析による評価
	即発中性子寿命	最小 6.9×10^{-6} 秒	Soft	解析による評価
	実効遅発中性子割合	最大 8.1×10^{-3}	Soft	解析による評価
その他	津波対策	津波水没時未臨界 (安全板考慮)	Soft	解析による評価

(保安規定)

(1) 炉心性能の安全確認に関すること

- 設工認で認可を受けた範囲内において、実験計画ごとの炉心構成要素の変化範囲の明確化【炉心構成書】
 - 炉心構成要素(棒状燃料、安全板等)の具体的配置
 - 核的制限値を満足できる見通しを確認(解析)
 - 炉心特性値が許可を受けた範囲に収まる見通しを確認(解析)
- 炉心性能の実測確認【炉心証明書】
 - 初回炉心での臨界量や核特性値(実測可能なものに限る。)の実測値が、事前の解析値と大きく外れていないことを確認
 - 核的制限値を満足していることを確認
 - 実測値が事前解析値と大きく異なる場合は、実験計画(実験パラメータ変化範囲)を見直す



炉心性能の安全確認手順

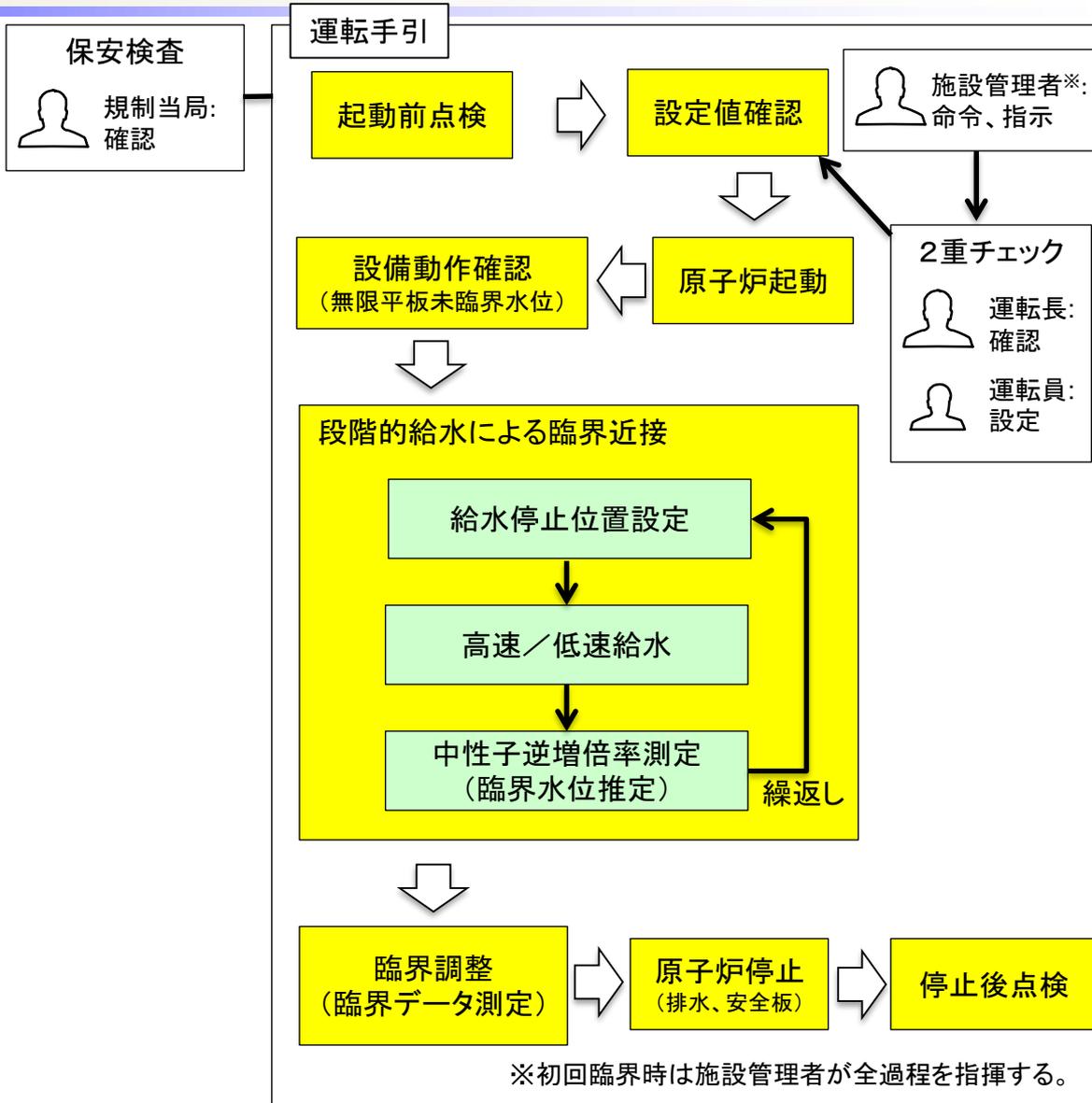
(保安規定)

(3) 原子炉の運転に関すること

- 運転手順の明確化

【運転手引】

- 起動前点検
- 運転条件設定値の確認
- 臨界近接手順
- 停止後点検
- 異常時の措置、等



原子炉の運転手順

項目	設計方針
炉心等	<ul style="list-style-type: none"> ● STACYは、原子炉停止系及び安全保護系の設計とあいまって、総合的な反応度フィードバックが正になる炉心でも安全に運転制御できるよう、炉心特性の範囲を制限するとともに、核的制限値を満足するように炉心を構成する。 ● STACYは、水位制御により原子炉の反応度を制御し、核分裂の連鎖反応を制御できる能力を有する設計とする。 ● 炉心は、原子炉停止系、反応度制御系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料要素の健全性を損なうことのない設計とする。 ● 燃料要素、減速材及び炉心支持構造物等は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉を安全に停止させることができる設計とする。 ● 燃料要素は、原子炉内における使用期間中に生じ得る種々の変化を考慮しても、その健全性を損なうおそれがない設計とする。
燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 燃料の取扱いは作業員の手作業であるため、取扱施設を必要としない。 ● 貯蔵設備は、形状寸法管理や幾何学的な安全配置、中性子吸収材その他の適切な手段により、想定されるいかなる場合でも臨界に達するおそれがない設計とする。 ● 遮蔽体として、放射線に対して適切な遮蔽能力を有する鉄筋コンクリート造の遮蔽壁等を設ける。
計測制御系等施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 監視することが必要な中性子束、炉心タンク水位、給水流量、炉心温度等のパラメータは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、適切な予想範囲に維持制御でき、かつ、監視できる設計とする。 ● 設計基準事故時が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講じるために必要なパラメータは、想定される環境下において、十分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できる設計とする。

項目	設計方針
安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> ● 運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系の作動を自動的に開始させ、原子炉を安全に停止でき、かつ、その停止状態を維持することにより、燃料要素の健全性を損なうおそれがない設計とする。 ● 機器又はチャンネルに単一故障が起きた場合でも、その安全保護機能を失わないよう、“1 out of 2”の2チャンネル構成の多重性を有する設計とする。 ● 物理的にも電氣的にも独立性を確保する設計する。 ● フェイルセーフ機構とし、駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉を安全に停止でき、かつ、その停止状態を維持することができる設計とする。 ● 計測制御系と部分的に共用する場合には、共用部分から計測制御系への信号分岐箇所には絶縁回路を使用し、計測制御系から機能的に分離した設計とする。
反応度制御系統	<ul style="list-style-type: none"> ● 通常運転時に予想される温度変化、実験用装荷物(可動式)の位置変化による反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得る設計とする。 ● 反応度制御は炉心タンクの水位制御(給排水)で行うことから、原子炉停止系統(排水系)の停止能力と併せて、想定される異常な給水が発生しても、燃料の健全性を損なうことのない設計とする。
原子炉停止系統	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉停止系は、運転状態から炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる機構の異なる二つの独立した系統として安全板装置と排水系を有する設計とする。 ● 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、原子炉停止系のうち少なくとも一つが作動することにより、速やかに炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。 ● 安全板は、運転状態において反応度価値の最も大きい1枚が挿入できない場合においても、炉心を未臨界に移行することができる設計とする。 ● 排水系は、給水系と配管の一部を共用するが、給水系の故障が発生した場合においても、排水系の排水能力は給水系の給水能力を上回る性能とし、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できる設計とする。

項目	設計方針
原子炉制御室等	<ul style="list-style-type: none"> ● 制御室において、原子炉施設の健全性を確保するために必要な中性子束、炉心タンク水位等のパラメータを連続的に監視できる設計とする。 ● 制御室に緊急停止(手動スクラム)ボタンを備え、原子炉の急速な停止のための操作を手動で行うことができる設計とする。 ● 制御室近傍には安全に避難できる通路を有し、設計基準事故時においても容易に避難できる設計とする。
放射性廃物の廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 気体廃物の廃棄施設は、適切なる過、放出管理を行うことにより、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。 ● 液体廃物の廃棄設備は、適切な貯留、放射性物質の濃度管理を行うことにより、放出放射性物質の濃度及び量を合理的に達成できる限り低減できる設計とする。 ● 液体廃物の廃棄設備は、漏えいの早期検出及び拡大防止のため、各貯槽室には漏えい検知器及び堰を設け、放射性液体廃物の敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計とする。 ● STACY施設では放射性固体廃物の処理(圧縮及び焼却)は行わず、放射性廃棄物処理場へ運搬して処理する。
保管廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射性廃棄物廃棄施設は、STACY施設において発生する液体廃棄物(有機廃液)及び固体廃棄物(α固体廃棄物等)を保管するための十分な貯蔵容量を有する設計とする。 ● 固体廃棄物は、STACY施設の保管廃棄施設に保管した後、原科研の放射性廃棄物処理場に運搬し、処理又は保管廃棄を行う。
工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護	<ul style="list-style-type: none"> ● 原科研内の他の原子炉施設からの線量も含め人の居住の可能性のある敷地境界外において、空気カーマが年間$50\mu\text{Gy}$以下になるように設計及び管理する。

項目	設計方針
放射線からの放射線業務従事者の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射線業務従事者の立入場所における線量を合理的に達成できる限り低減できるように、遮蔽、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。 ● 運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、遮蔽、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じた設計とする。 ● 放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線被ばくを適切に監視するとともに、放射線被ばくを管理するための放射線管理施設を設ける。 ● 放射線管理施設は、必要な情報を制御室及び適当な場所に表示できる設計とする。
監視設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、必要に応じて、原子炉建家内雰囲気、周辺監視区域境界付近及び放射性物質の放出経路を適切にモニタリングできるとともに、必要な情報を制御室及び適当な場所に表示できる設計とする。
原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉施設は、通常運転時に、原子炉建家内を負圧状態に維持できる設計とする。 ● 設計基準事故時においても、STACY施設では放射性物質の放出が少なく公衆に放射線障害を及ぼすおそれがないため、放射性物質の放散を抑制するための設備を必要としない。
保安電源設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 重要安全施設は、その機能を確保するために電力を必要とする場合には、外部電源及び非常用電源設備のいずれからも電力の供給を受けられる設計とする。 ● 非常用発電機及び無停電電源装置で構成する非常用電源設備を設ける。
実験設備等	<ul style="list-style-type: none"> ● 実験設備等は、その損傷等が発生した場合においても、原子炉施設の安全性を損なうおそれがない設計とする。 ● 実験設備等は、その状態変化、損傷、逸脱等により運転中の原子炉に過度の反応度変化を与えない設計とする。 ● 実験設備等は、放射性物質を内蔵する場合は密封性を考慮し、放射性物質の著しい漏えいのおそれがない設計とする。 ● 実験設備等は、原子炉の安全上必要なパラメータを制御室に表示できる設計とする。 ● 実験設備等を設置している場所と制御室との間は、相互に連絡できる設計とする。

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それぞれの安全機能がどのような役割を果たすべきかを総合的に判断するため、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持するように設計する。
- 「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」を参考に分類を行う。

◆ 安全機能の区分

安全機能を有する構築物、系統及び機器を、それが果たす安全機能の性質に応じて2種類に分類

異常発生防止系 (PS)	その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの
異常影響緩和系 (MS)	原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの

◆ 重要度分類の設計上の基本的目標

- PS及びMSのそれぞれに属する構築物、系統及び機器を安全機能の重要度に応じて3つのクラスに分類
- 事故対策に用いる設備については基本的にクラス2以上の信頼性を確保
- 重要度が特に高い安全機能を有する「原子炉停止系、核計装設備、最大給水制限スイッチ及び安全保護回路 (MS-2)」は、その安全機能を損なわないよう、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を備えた設計

クラス1	合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること
クラス2	高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること
クラス3	一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること

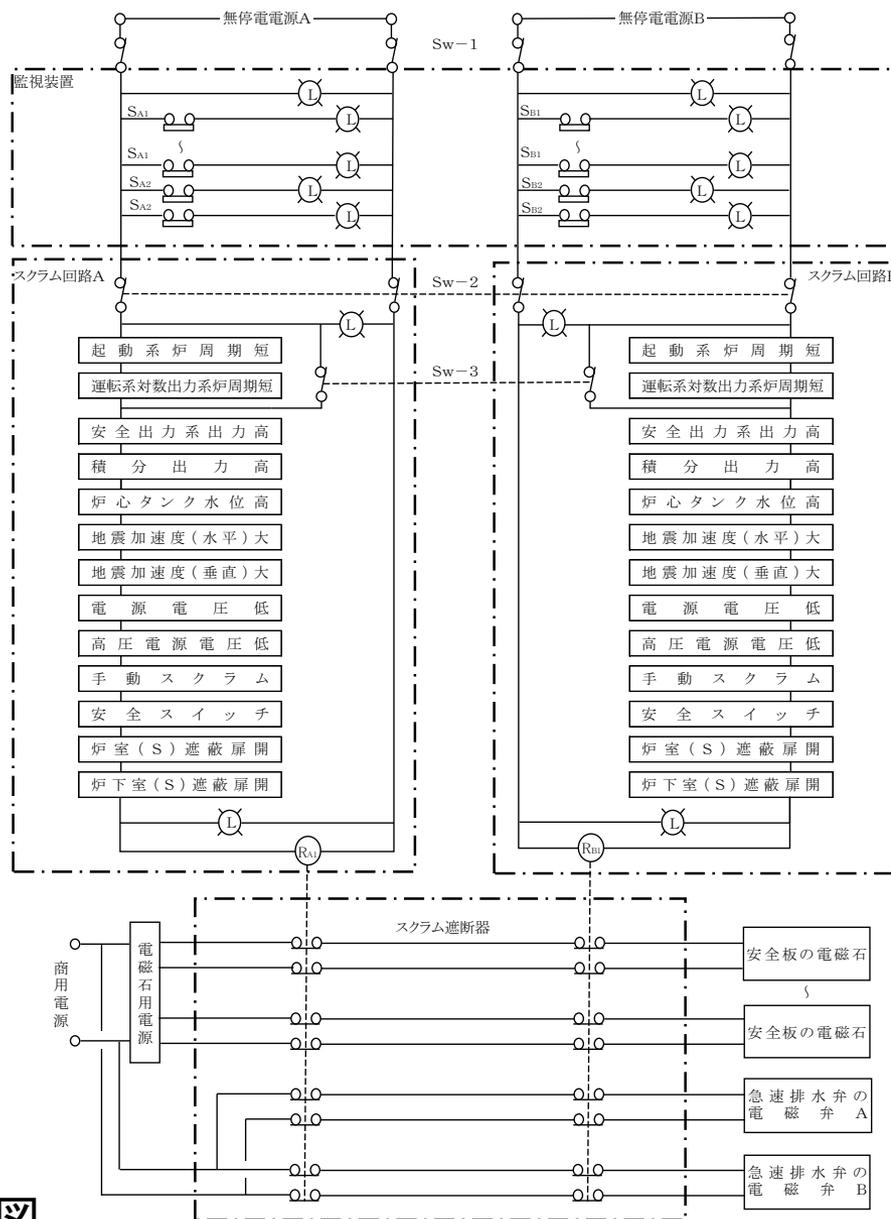
安全機能の重要度分類(PS機能)

重要度クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
PS-1	その損傷又は故障により発生する事象によって燃料の多量の破損を引き起こすおそれがあり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	該当無し	—
PS-2	その損傷又は故障により発生する事象によって、燃料の多量の破損を直ちに引き起こすおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の放出のおそれのある構築物、系統及び機器	過剰な反応度の添加防止	給水停止スイッチ 給水系(低速給水吐出弁、低速流量調整弁、低速給水バイパス弁)
		炉心の形成	炉心タンク、格子板 格子板フレーム
PS-3	異常状態の起因事象となる物であって、PS-1、PS-2以外の構築物、系統及び機器	放射性物質の貯蔵	核燃料物質貯蔵設備、 液体廃棄物廃棄設備 固体廃棄物廃棄設備
		炉心の形成	実験設備(実験用装荷物)、棒状燃料、起動用中性子源
		プラント計測、制御	核計装設備及びプロセス計装設備(計測制御系)、 実験設備(実験用装荷物、パルス中性子発生装置)、 給水系及び排水系(クラス2以外)
		放射性物質の閉じ込め、遮蔽及び放出低減	燃取補助設備、圧縮空気設備、真空設備、分析設備、プロセス冷却設備、その他の実験設備(アルファ化学実験設備、ホット分析機器試験設備)
	原子炉減速材及び反射材中放射性物質濃度を通常運転に支障のない程度に低く抑える構築物、系統及び機器	減速材及び反射材へのFP放散防止	棒状燃料

安全機能の重要度分類(MS機能)

重要度クラス	定義	安全機能	構築物、系統及び機器
MS-1	異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器	該当なし	-
	安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	該当なし	-
MS-2	PS-2の構築物、系統及び機器の損傷又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器	原子炉の緊急停止及び未臨界維持	安全板装置、排水系(急速排水弁)
	異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	停止系への作動信号の発生	核計装設備(安全保護系)、最大給水制限スイッチ、安全保護回路
	安全上特に重要なその他の構築物、系統及び機器	安全上重要な関連機能	排水開始スイッチ 給水系(低速給水吐出弁、低速流量調整弁)
MS-3	運転時の異常な過渡変化があってもMS-1、MS-2とあいまって、事象を緩和する構築物、系統及び機器	原子炉の未臨界維持	排水系(クラス2以外)、ダンプ槽
	異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要なもの	作業環境モニタリング設備、排気筒モニタリング設備、通信連絡設備、消火設備、避難通路、非常用照明
		制御室外安全停止	安全スイッチ
		安全上重要な関連機能	非常用発電機、無停電電源装置

- 各チャンネルの単一故障、外的要因による単一破損等が発生しても機能喪失しないように、1 out of 2 の2チャンネル構成の**多重性を有する設計**
- チャンネル相互を**物理的、電氣的に分離**した構成とし、**独立性を確保する設計**（金属管収納による類焼防止等）
- 核計装設備及びプロセス計装設備の計装盤は、安全保護系と計測制御系に信号を分岐する場合、分岐箇所**に絶縁回路を用いて機能的に分離**。また、安全保護系はチャンネル相互間も分離した設計



STACY安全保護回路動作説明図

燃料デブリを模擬した臨界実験

福島第一原子力発電所事故で発生した燃料デブリの臨界管理技術を確立するため、想定される多様な性状の燃料デブリの組成を模擬した炉心を構成し、臨界特性データを取得するための臨界実験を実施。

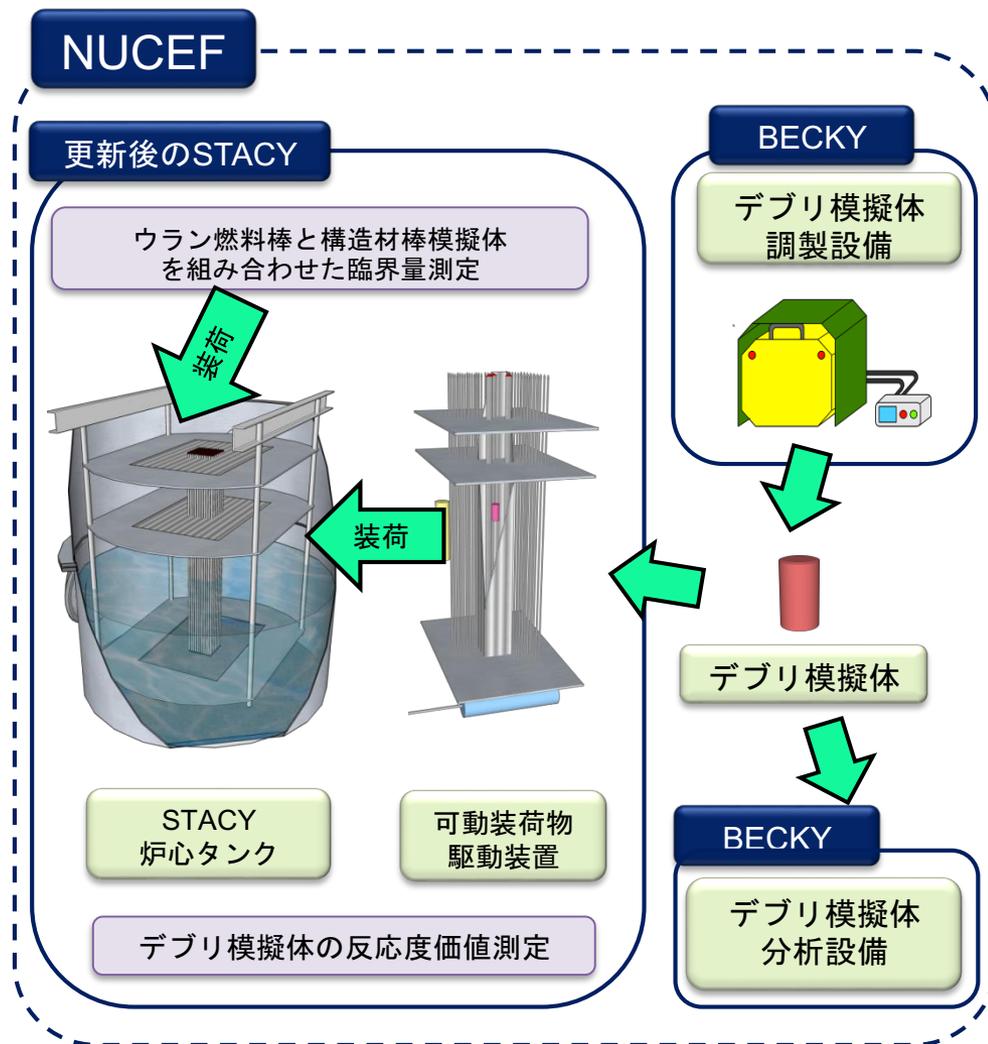
(取得した臨界特性データは、燃料デブリ臨界特性データベースの精度評価に利用。)
また、デブリ模擬体を製作し、反応度値を測定。

人材育成のための臨界実験実習

臨界実験装置は燃料や測定装置の配置を簡単に変えて運転を行うことができる原子炉であり、原子炉の仕組みや原子炉物理を学ぶためには、臨界実験装置を使用した実習が不可欠。

原子力に携わっている、若しくは、将来携わる人材や、広く科学技術系人材の育成のため、STACYの高い安全性(極低出力、冷却不要、フェイルセーフ設計)を活かした自由度の高い臨界実験実習を通して我が国の人材育成に貢献。

【STACY更新炉燃料デブリ模擬臨界実験の概念】



◆ 計画段階

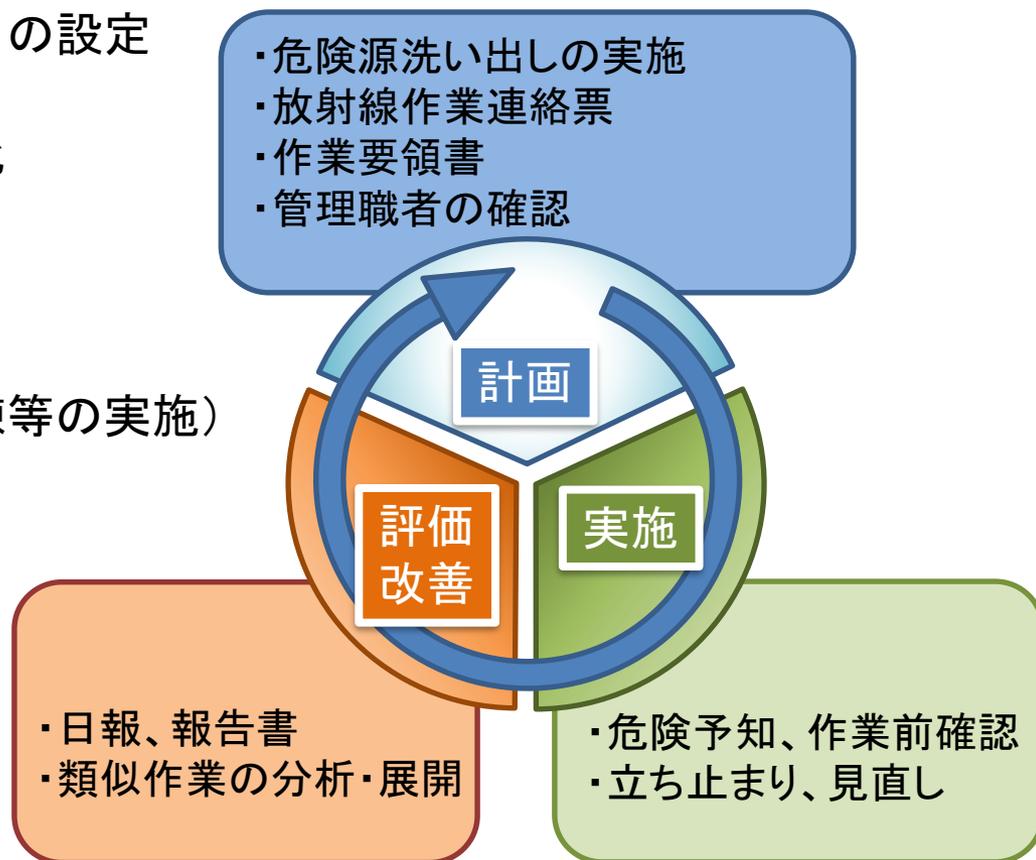
- 危険源洗い出しの実施（過去のトラブル類似例の反映）
- 放射線作業連絡票の作成
- 作業要領書の検討、作成
 - 作業中に立ち止まるポイントの設定
 - 安全対策等の明確化
 - 作業工程、実施体制の明確化
 - 異常時の措置
- 管理職者による確認
 - 安全対策の現場確認
 - 作業者の力量管理（教育訓練等の実施）

◆ 実施段階

- 危険予知・作業前確認
- 一旦立ち止まり、計画見直し

◆ 評価・改善

- 作業日報、作業報告書の確認
- 類似作業への展開



- ◆ 3.11地震で未曾有の揺れに見舞われましたが、それでも、原子炉の安全性に影響するような被害はありませんでした。
- ◆ その後、これらに対する復旧作業を行うとともに、目視検査や機能検査等により健全であることを確認しました。なお、国も施設定期検査で対象となる設備を除いて、全て保安検査官が確認されています。また、施設定期検査で対象となる設備については、施設定期検査の中で健全性が確認されています。

	復旧前	復旧後
<p>地盤沈下 ⇒ 埋め戻し</p>		
<p>原子炉建家等のコンクリート部に微細なひび割れ ⇒ エポキシ樹脂注入により補修</p>		

	2011年 (平成23年)	2012年 (平成24年)	2013年 (平成25年)	2014年 (平成26年)	2015年 (平成27年)	2016年 (平成28年)	2017年 (平成29年)	2018年 (平成30年)	2019年 (平成31年)
施設対応	<p>▲ 3.11地震</p> <p>← 被災状況調査及び設備点検・補修 →</p> <p>4月 ↔ 全電源喪失の評価 (ストレステスト的評価)</p>		 <p>非常用発電機</p>	<p>3月</p>	 <p>建家周辺地盤沈下</p>			<p>← STACY更新工事 →</p>	<p>● 運転再開</p>
許認可等対応	<p>▲ 2月 STACY更新のための 原子炉設置変更許可申請</p>				<p>▲ 3月 新規制基準適合性 確認のための補正</p>			<p>▼ 1月 許可</p>	<p>↔ 使用前検査</p>

◆ ストレステスト的評価：全電源喪失時の炉心健全性

平成23年4月、規制当局からの要求により、福島第1原発で起こったような全電源機能喪失時における炉心等の健全性評価を行いました。STACYは低出力であること及び燃料内の核分裂生成物の蓄積量が少ないことから、冷却設備を必要とせず、全電源喪失が生じても燃料の健全性に影響はありません。同月、その結果を規制当局に報告しました。

◆ 新規制基準適合性確認

平成27年3月31日、新規制基準への適合性確認のために原子力規制委員会に対して、原子炉設置変更許可申請の補正を行いました。

(STACY更新のための原子炉設置変更許可申請を平成23年2月10日に行っています。)

平成30年1月31日、原子炉設置変更許可を取得しました。

STACYでは、敷地外で防護措置を要するような事象は想定されない

原子炉施設で事故が発生し、緊急事態となった場合の区域

原子炉施設	PAZ* ¹	UPZ* ²	備考
10MW < 試験研究炉 ≤ 100MW	—	5km	JRR-3、HTTR
2MW < 試験研究炉 ≤ 10MW	—	500m	KUR
試験研究炉 ≤ 2MW	—	—	NSRR、STACY
発電用原子炉	5km	30km	

* 1 : PAZ(Precautionary Action Zone) 放射性物質が放出する前の段階から予防的に避難等を行なう。

* 2 : UPZ(Urgent Protective planning Zone) 予防的な防護措置を含め、段階的に屋内避難、避難、一時移転を行なう。