

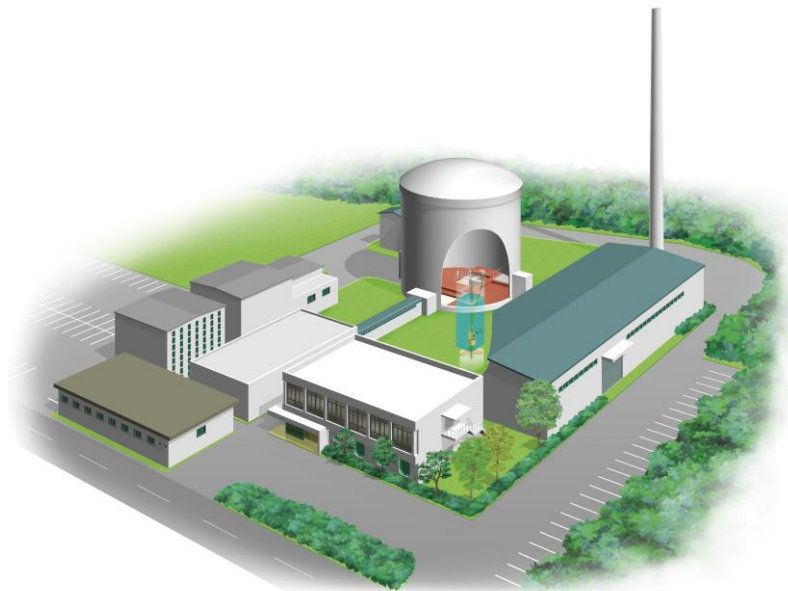
新規制基準を踏まえた NSRR(原子炉安全性研究炉)の 安全対策について

平成30年6月1日(金)

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

◆ NSRRとは？

- パルス運転を行い原子炉の出力が急上昇する事故（反応度事故）時の原子炉燃料のふるまいを研究するための実験用原子炉。
- 反応度事故時における、原子炉燃料の破損限界や破損により生ずる圧力等を実験的に明らかにすることに貢献。



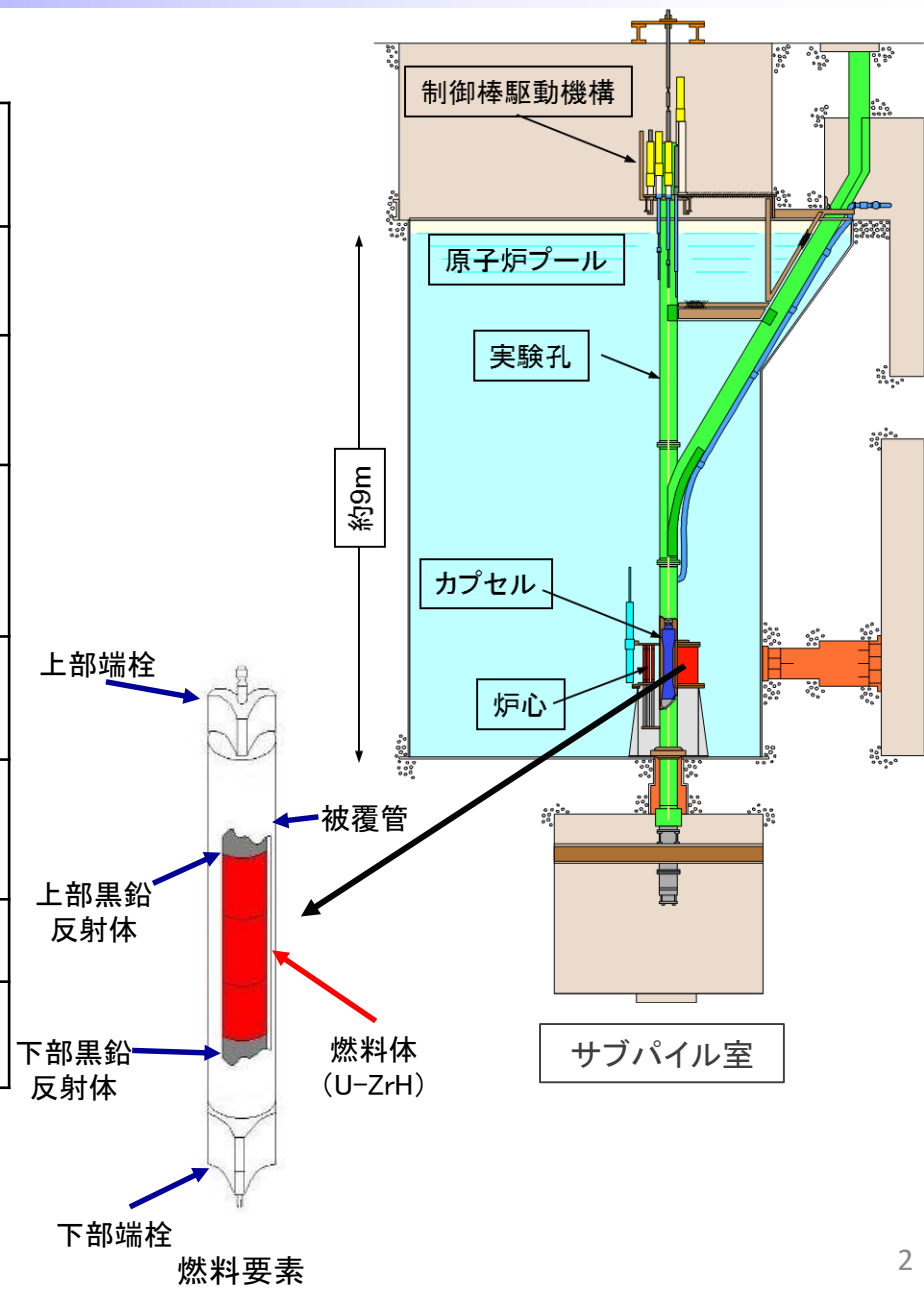
NSRR建家鳥瞰図

◆ 主な成果

- 実験から得られた研究成果は、わが国の安全評価指針や基準、安全審査に反映。
- 今後、福島原発事故究明に関する支援事業として、原子炉内状況の把握のため、事故の際に燃料に生じた種々の現象を把握し理解するための実験を実施。
- この他、原子炉の運転実習を通して原子力人材育成にも貢献。

NSRRの諸元

炉型	濃縮ウラン燃料水素化ジルコニウム減速非均質型原子炉
臨界年月日	<u>昭和50年6月15日</u>
最大熱出力	<u>300kW(定出力運転)</u> <u>2,300万kW(パルス運転) (=23,000MW)</u>
炉心形状・大きさ	円柱型 ・等価直径 約63cm ・有効高さ 約38cm
制御棒	安全棒2本、調整棒6本、調整用トランジェント棒1本、高速トランジェント棒2本
燃料	<u>TRIGA燃料 濃縮ウラン-水素化ジルコニウム合金(20wt%)</u>
冷却材	軽水(自然冷却)
運転形態	<u>短時間の運転(デイリー運転)</u>



運転の種類、運転モード		原子炉出力特性(例)	目的	制限値
定出力運転	<p>定出力運転 Steady State mode</p>		<p>臨界点の確認 、計器の校正</p>	<p>最大熱出力: 300kW</p>
パルス運転	<p>単一パルス運転 Natural Pulse mode</p>		<p>零出力からの 反応度事故を 模擬</p>	<p>最大熱出力: 23,000MW 最大積分出力: 130MW·s 最大挿入反応度: 0.0343 Δk</p>
	<p>台形パルス運転 Shaped Pulse mode</p>		<p>異常な過渡出 力を模擬</p>	<p>最大熱出力: 10MW 最大積分出力: 110MW·s</p>
	<p>合成パルス運転 Combined Pulse mode</p>		<p>出力運転状態 からの反応度 事故</p>	<p>最大熱出力: 23,000MW 最大積分出力: 110MW·s 最大挿入反応度: 0.0292 Δk</p>

※運転に必要な要員については、原子炉の運転中に制御室に配置しなければならない人数及び運転中の巡視に必要な人数を踏まえ適切に設定し、NSRRの運転操作に関する手引きに定めた上で配置している。

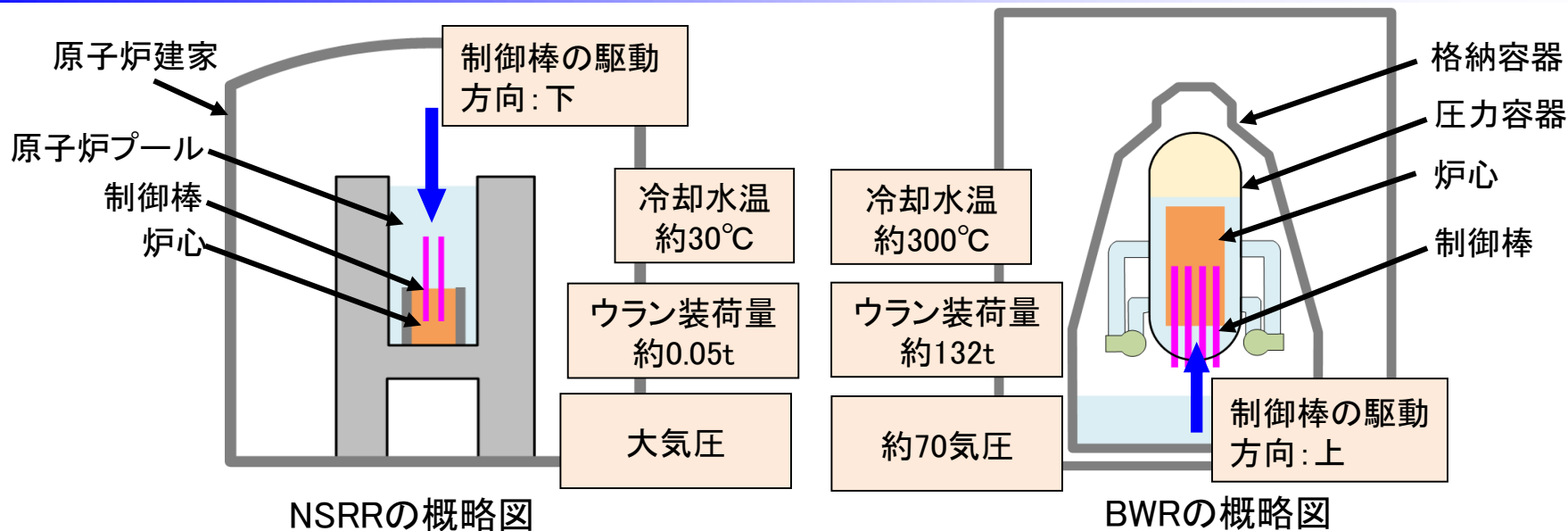
◆ 試験研究炉

- 核分裂連鎖反応で発生した中性子を実験・研究等に利用
- 使用の目的に応じた様々な型式、その性能も様々

◆ 実用発電炉

- 核分裂連鎖反応により発生した熱エネルギーを利用

項目	試験研究炉(NSRR)	実用発電炉(BWR)
目的	研究・開発	発電
<u>熱出力</u>	15 W(年間約50回、1回1時間程度) 300kW(年間1回、5時間程度) 2,300万kW(年間約30回のパルス時)	330万kW (24時間、365日連続) (電気出力110万kW)
ウランの装荷量	0.05 t	132 t
運転中の冷却水温度	25°C程度	約285°C
運転中の圧力	大気圧	約70気圧
<u>停止後</u>	—	<u>長期間の強制冷却が必要 (2次冷却システムが必要)</u>



- NSRRは、地震による全ての安全機能(止める、冷やす、閉じ込める)の喪失を想定しても、公衆の被ばくが5mSvを超えることはない。⇒ **耐震Sクラスがない施設に分類され、低出力炉に対する要求が適用**される。(グレーデッドアプローチ)
- NSRRは、仮に耐震Sクラス用の津波、竜巻、火山灰による機能喪失を想定しても、**公衆の被ばくが5mSvを超えることはない。**

対象核種	炉内蓄積量	
	東京電力福島第一原発*1	NSRR*2
ヨウ素131*3	2.3×10^{18} Bq	6.4×10^{13} Bq

* 1: 福島第一原発(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(300kWで5.2MWdまで連続運転後の喪失を想定、P.7、8参照)

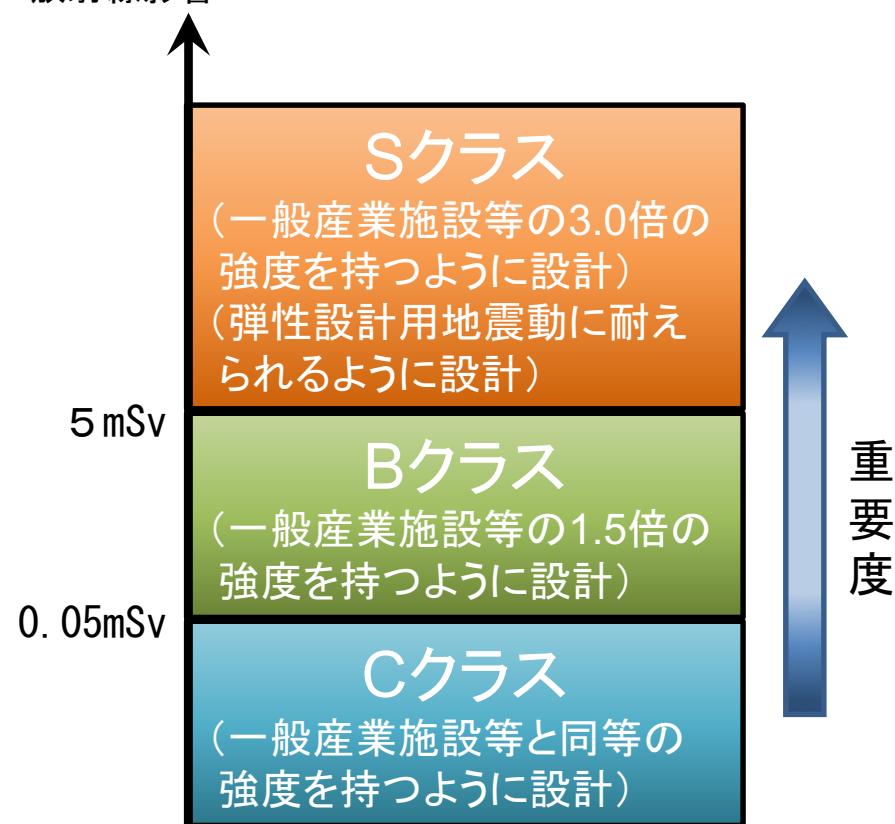
* 3: 原子炉施設の一般公衆の内部被ばく評価は、指針に従いヨウ素で実施している。

なお、外部被ばくの影響評価については、「被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について」に基づきハロゲン元素及び希ガスについて評価を行っている。

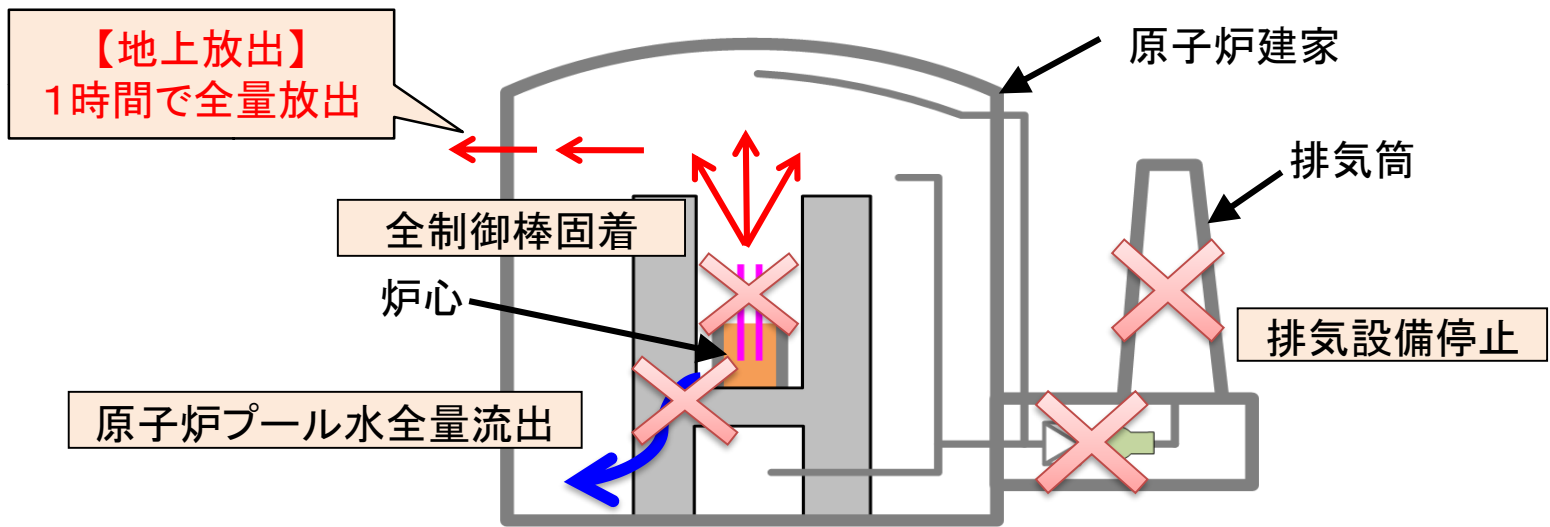
地震により発生するおそれがある安全機能の喪失及びそれに続く放射線による公衆への影響を防止する観点から、各施設の安全機能が喪失した場合の影響の相対的な程度に応じて、次のように分類し、それぞれに応じた地震力に十分耐えられるように設計する。

- **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



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。



地震による機能喪失の想定

評価条件	項目	想定の保守性
出力	300kW	定出力運転の最大値での運転
運転時間	8時間/日 × 5/週	年間の許可最大時間(5.2MWd)の運転
燃料要素	被覆管の破損	内包する核分裂生成物の全量放出
機能喪失	停止機能喪失	全制御棒が臨界位置で固着
	冷却機能喪失	原子炉プール水が全量流出
	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放出

耐震重要度分類 (Sクラスの有無の評価2/2)

地震による機能喪失に係る公衆被ばく評価結果
 (敷地境界外の線量が一番高い場所に24時間、365日滞在した場合)

評価項目		評価結果
直接線、スカイシャイン線による影響	ガンマ線による実効線量	1.17×10^{-2} mSv/h
	中性子線による実効線量	2.1×10^{-12} mSv/h
	年間の実効線量	約 0.5 mSv
燃料要素の被覆管破損に伴う 核分裂生成物の放出	よう素の吸入による小児の実効線量	8.6×10^{-2} mSv
	よう素及び希ガスからのガンマ線外部被ばくによる実効線量	2.9×10^{-3} mSv

➤ 照射物管理棟及び燃料管理棟への影響

地震により照射物管理棟及び燃料管理棟の崩壊が想定されるが、照射物管理棟は、放射化した実験物を貯蔵する建家であること、燃料管理棟は、未使用の燃料要素を貯蔵する建家であることから、核分裂生成物の放出によって公衆影響を与えることはない。また、照射物管理棟は、遮蔽の機能を有しておらず、その損傷は、平常時の放射化物からの直接線及びスカイシャイン線による被ばく影響を上昇させるものではない。

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。⇒耐震Sクラス施設はない。
 ⇒施設を耐震B及びCクラスに分類し、耐震設計を行う。

- 強制冷却を必要とせず、全ての電源を喪失しても炉心の冷却及び炉心の燃料の健全性に影響はない。
- パルス運転を主とした原子炉であり、運転時間が発電炉よりはるかに少ないので、燃料を殆ど消費しない。このため、燃料内に蓄積される核分裂生成物の蓄積量も、発電炉に比べ桁違いに少ない。
- パルス運転時における積算出力は最大で130MWsであり、原子炉プール(水量:約146m³)の温度上昇は殆ど生じない(約0.2°C上昇)。
- 特殊な燃料を使っているため、反応度制御に異常があっても、速やかに、かつ、自然に出力が低下する性質が強く、極めて高い固有の安全性を有する。
- 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クラス施設を有しない。
- 東日本大震災の影響により、地盤沈下、原子炉建家等のコンクリートに微細なひび割れが発生したが(これらは全て復旧済み)、原子炉の安全性に影響するような被害はなかった。

【NSRR固有の安全性】

燃料の温度が上昇すると、燃料(U-ZrH)に含まれる水素のエネルギーが増し、水素が燃料内の高速中性子にブレーキをかける能力は減る。その結果、燃料から逃げる中性子が増し、核分裂を引き起こす燃料内の熱中性子は減少し、核分裂の反応も減少する。この他、燃料温度上昇によるU-238のドップラー効果(中性子が無駄に吸収される割合の増加)も核分裂の反応を減少させる。(負の反応度効果)

このような固有の安全性により、パルス運転時には燃料温度上昇を起因とした自然現象により出力が低下する。(パルスの終息に制御棒は無関係である。)

NSRRに対する安全要求(実用発電炉との違い)

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

【NSRRは低出力炉に分類】

低出力炉のグレーデッドアプローチが適用される*

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、森林火災等)
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)

内部溢水に対する考慮
自然災害に対する考慮* (火山、竜巻、森林火災等)
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デッドアプローチの適用:「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デッド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
<u>地震対策</u>	設置時(耐震指針策定前)の分類に基づき自主的に分類し設計	<ul style="list-style-type: none"> ・規則(解釈)に従った耐震重要度分類を実施 ・Cクラスの3建家について<u>耐震改修促進法、現行の建築基準法及びその関係法令を参照</u>し補強 	建家の耐震補強工事を実施	P.18
<u>津波対策</u>	過去の津波(十勝沖地震の5m)を考慮	<ul style="list-style-type: none"> ・県策定<u>L2津波(約6m)</u>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 (<u>NSRRの標高約9m</u>)	P.19
<u>火山</u>	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・想定される火山灰は<u>極微量</u>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、<u>原子炉停止及び火山灰除去</u>を規定化 	<u>除灰作業に必要な装備を整備</u>	P.20, 21
<u>竜巻</u>	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・竜巻飛来物の飛散防止対策を規定化 ・<u>過去の記録</u>を踏まえた<u>影響が最も大きい竜巻(F1、最大風速49m/s)</u>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 	<u>飛散防止対策を継続実施</u>	P.22
<u>森林火災</u>	追加された要求事項	<ul style="list-style-type: none"> ・森林火災の<u>熱影響</u>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 ・<u>草木の管理</u>実施を規定化 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>草木の管理</u>を実施 ・原科研として消防車を1台追加 	P.23

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
<u>落雷</u>	建築基準法に基づき避雷針を設置	・同左 ・施設の特徴を考慮し落雷により <u>安全機能を損なうおそれがない設計であることを確認</u>	<u>追加工事なし</u>	—
<u>生物学的事象</u>	追加された要求事項	・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	<u>追加工事なし</u>	—
<u>航空機落下</u>	<u>防護設計の要否を判断する基準</u> である 10^{-7} 回/炉・年を超えないことを確認	・同左(<u>最新のデータに基づき評価: 7.6×10^{-9}回/炉・年</u>)	<u>追加工事なし</u>	—
<u>近隣工場等の火災</u>	追加された要求事項	・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	<u>追加工事なし</u>	—
<u>有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害</u>	追加された要求事項	・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	<u>追加工事なし</u>	—

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
不法な侵入防止 ^{注2}	物的障壁を設置	・同左	追加工事なし	—
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て設計	<ul style="list-style-type: none"> ・内部火災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 ・原子炉建家で<u>火災発生時、直ちに原子炉停止を規定化</u> ・可燃物の持ち込み制限について規定化 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>追加工事なし</u> ・原子炉建家で火災発生時、直ちに原子炉停止を規定化 ・可燃物の持ち込み制限について規定化 	P.24
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を損なうおそれがない設計であることを確認 ・管理区域外に漏えいしない設計であることを確認 	<u>追加工事なし</u>	—
誤操作防止	インターロックの設置	・同左	<u>追加工事なし</u>	—
<u>安全避難通路</u>	避難用照明、誘導標識、誘導灯などを設置	・避難用照明、誘導標識、誘導灯等、一部新規設置	<u>照明、標識等を追加</u> ^{注1}	P.25

注1: 設工認、使用前検査の対象の追加工事あり

注2: 内部脅威者対策としては、立入りの制限、監視カメラの設置等の対策が行われている。

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	従来の方許には安全機能の重要度分類なし	重要度に応じて信頼性を確保する設計とすることを確認	追加工事なし	P.26
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.27, 28
燃料取扱施設及び貯蔵施設	取扱設備及び貯蔵設備は、臨界とならないよう設計	・同左	追加工事なし	—
安全保護回路	一部を除き原子炉停止回路に係るケーブルを2重化	・類焼を防止するため、 2系統間のケーブルの1系統を金属管により物理的に分離 するよう改造	1系統を金属管収納 ^{注1}	P.25
反応度制御系統	十分な反応度制御能力を有するよう設計	・同左	追加工事なし	—
廃棄施設	液体廃棄物(ドレンタンク、廃液タンク)が漏えいした場合、 警報を制御室に表示	・左に加え液体廃棄物の早期漏えいを時間外に施設管理者に連絡できるよう 中央警備室監視 に改造	信号線の配線改造 ^{注1}	—
保管廃棄施設	放射性固体廃棄物は、原科研内の放射性廃棄物処理場に運搬し、処理又は保管を行なう	・同左 ・原子炉建家、機械棟及び照射物管理棟内に固体廃棄物置場を新規設置(区画)	追加工事なし	—

注1: 設工認、使用前検査の対象の追加工事あり

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
直接ガンマ線からの防護	敷地境界外において、年間50μGy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	—
原子炉格納施設	建家内を適切な負圧に維持するように設計	・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	<ul style="list-style-type: none"> ・異常が生じた場合においても、原子炉施設に損傷を与えないよう設計 ・照射カプセルに入れる実験物は重量、発熱量等で制限 	・同左	追加工事なし	—
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	—
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	—

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
炉心	原子炉の炉心及びそれに関連する計測制御系等は通常運転時等において燃料の許容設計限界を超えないようにする	・同左	追加工事なし	—
1次冷却系統設備	適切な量の冷却材を保有できる設計	・同左	追加工事なし	—
計測制御系統施設	監視及び制御が行えるようにする	・同左	追加工事なし	—
原子炉停止系統施設	原子炉停止系統は制御棒のみで構成する	・同左	追加工事なし	—
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	—
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サンプリングによる測定ができる設計	・同左	追加工事なし	—

◆ 耐震重要度分類の見直し

これまでの耐震重要度分類は、NSRR設置時の分類(耐震指針策定前)であったため、許可基準規則解釈を参考に耐震重要度分類の見直しを行った。

◆ 原子炉建家及び制御棟の耐震性の評価

原子炉建家及び制御棟(耐震Cクラス)は、許可基準規則の要求に従い、耐震Bクラス施設を内包することから、耐震性の評価として、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必要保有水平耐力を上回ることから、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。

◆ 3建家に関する耐震補強

当該建家は建設当時(昭和49年～55年)の水準で建設されているが、耐震改修促進法、現行の建築基準法及びその関係法令に基づく耐震評価(平成19年度改正の開口部の評価方法の見直し等を反映)を踏まえ、要求する耐震性(保有水平耐力及び許容応力度)を満足するため、平成30年度後半より燃料棟、機械棟、照射物管理棟の耐震Cクラスの補強工事を行う。工事では、必要な耐力を有する構造とするため、ブレースの新設、既存ブレースの改修及び柱脚部の補強を行う。

耐震補強の対象となる3建家の概要

➤ 燃料棟

未照射の試験燃料の貯蔵、組立等を行う。燃料貯蔵庫を配置する。

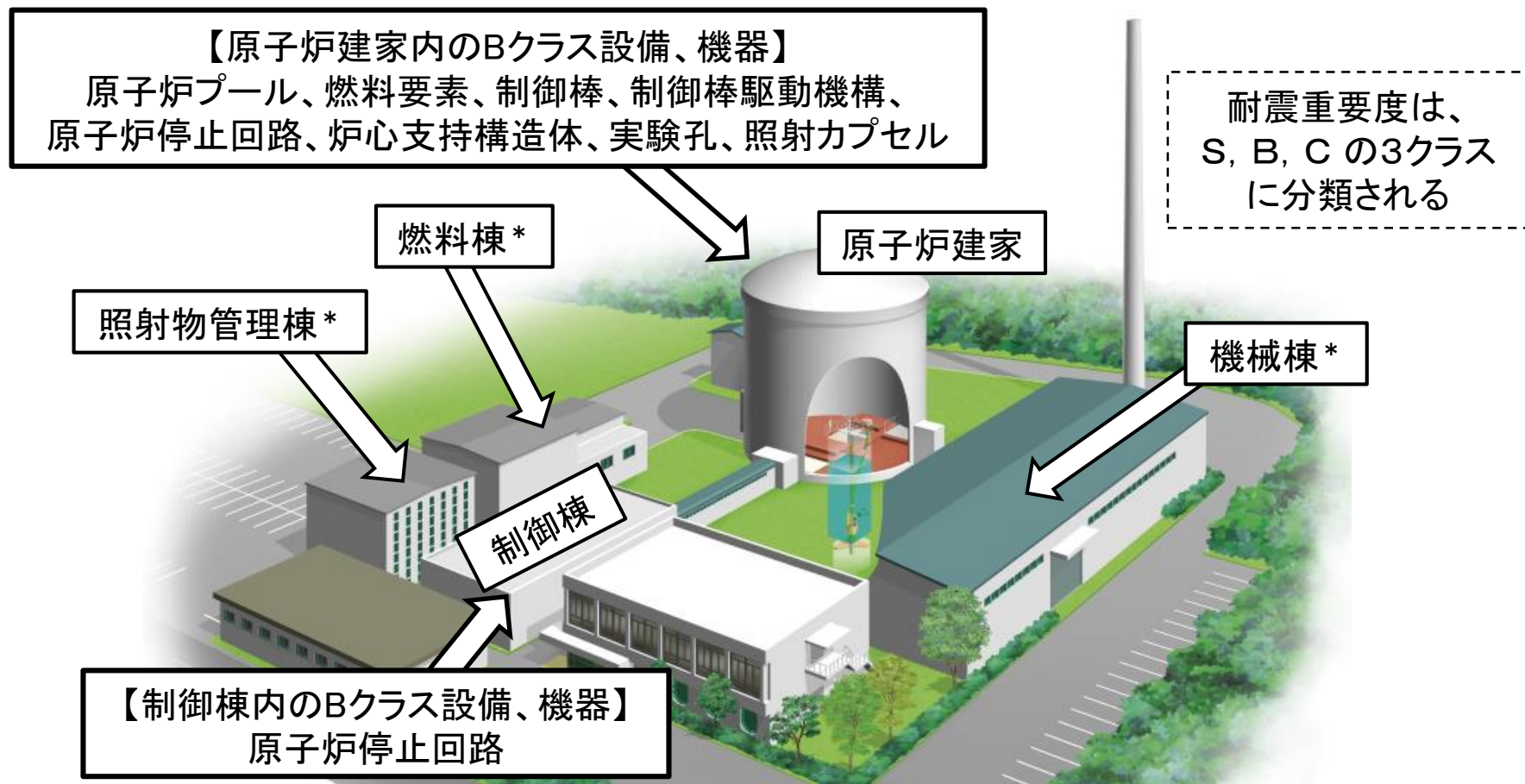
➤ 機械棟

原子炉プールの補給水の精製、原子炉プールへの給水及びそのまま放出できる極低濃度の放射性廃液の貯蔵を行う。排風機室内に廃棄物置場を配置する。

➤ 照射物管理棟

照射用実験装置等の保管、管理を行う。廃棄物置場を配置する。

- 耐震Bクラス設備、機器は、全て原子炉建家、制御棟内に設置されている。



* 平成30年度に耐震補強を実施。

地震損壊による放射性物質放出のリスクの低い耐震Cクラス建家は、原子力規制委員会により補強工事実施に猶予期間が与えられている。なお、これらCクラス建家は、地震で全壊した場合でも、原子炉本体の停止・冷却・閉じ込めに係る機能に影響を及ぼさない。

NSRR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(図中グレー部)

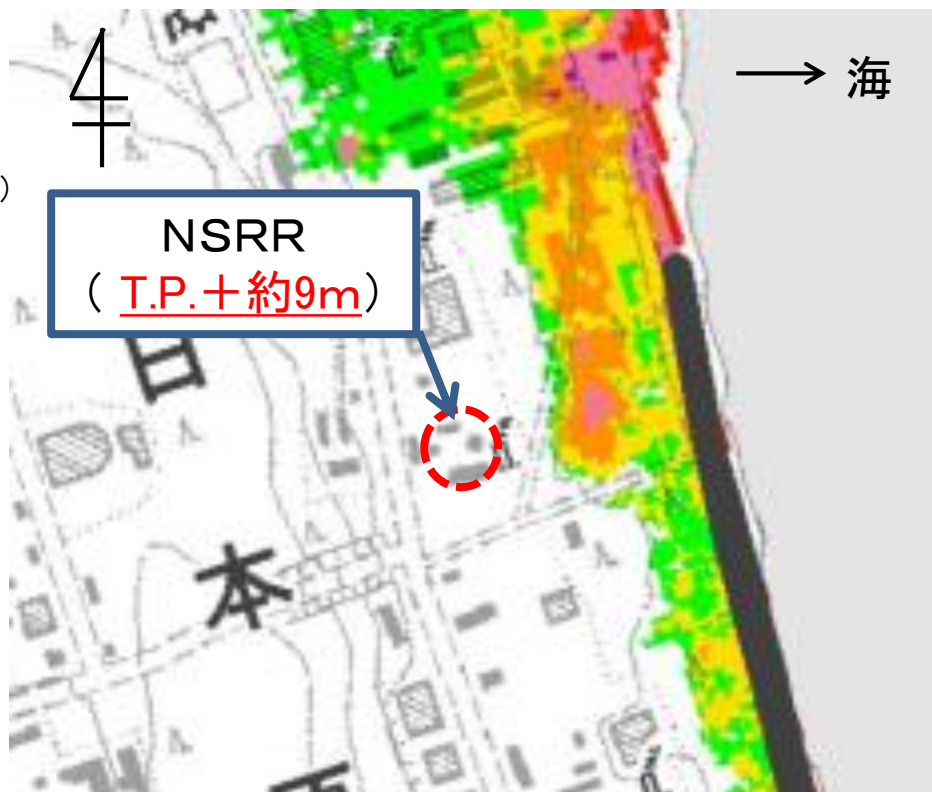
T.P. + 約5m (原子力科学研究所敷地)



NSRR施設はL2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。

L2津波を超える津波が到来しても、地上放出による公衆影響はP8の公衆被ばく評価結果を下回る。

($10^{-2} \sim 10^{-1} \text{mSv}$ オーダーの被ばく)



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	あかぎやま 赤城山	127
6	ひうちがたけ 燧ヶ岳	130
7	あだたらやま 安達太良山	133
8	ささもりやま 笹森山	134
9	ぼんだいさん 磐梯山	135
10	ぬまさわ 沼沢	143
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

NSRR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、NSRR原子炉施設屋上の許容堆積荷重(降下火砕物5cm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
原子炉施設(屋根)	588 N/m ² (降下火砕物 約5.0cm相当)



除灰作業員の装備
(ヘルメット、ゴーグル、マスク等)

NSRR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、機能喪失しないよう飛来物の飛散防止対策を行う。

飛来物に対する建家の構造健全性評価結果(原子炉建家の例)

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
チェッカープレート	300mm	230mm	419mm	無	有
物置		99mm	272mm	無	無
空調室外機		34mm	95mm	無	無

以下を規定化

(飛来物の管理)

- NSRR原子炉施設から150mの範囲に設置されたチェッカープレート(開口部用の蓋)は、地面へ固定する等の措置により、竜巻によっても飛散しないよう措置する。
- チェッカープレートの配置、飛散防止の措置状況の定期的な確認を実施する。

※カプセルについては、原子炉建家の原子炉部分の中に入っているため、評価は行わない。



物置



チェッカープレート



空調室外機

NSRR施設周辺の浮上する飛来物

森林火災によるNSRR施設の建家等の表面温度が、許容温度(コンクリート:200°C、鋼材:350°C)以下であり、施設の安全性に影響のないことを確認。

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	117°C	30m

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(30m*1) が確保できるように草木の管理を実施。

(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、消火活動を開始することが可能。



化学消防車

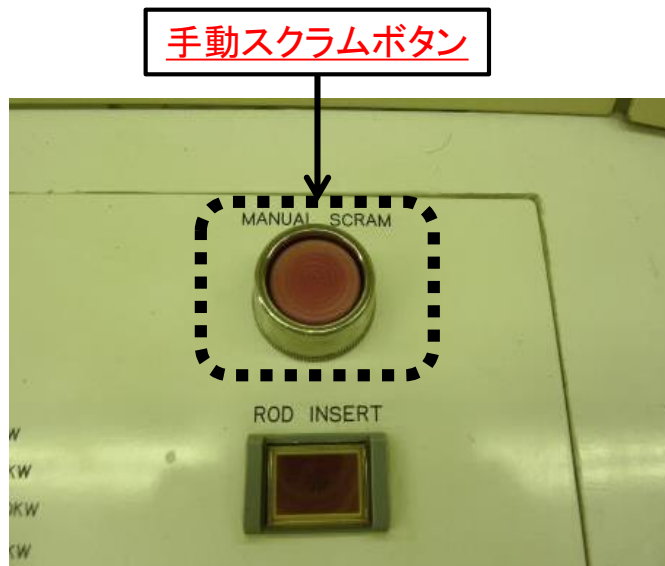


* 1: 原子炉建家との距離

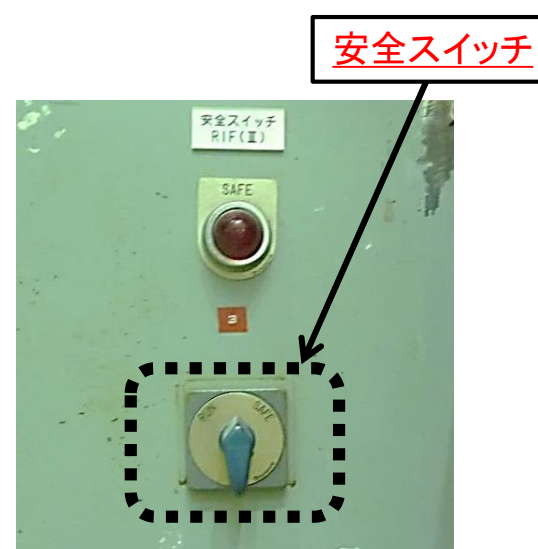
原子炉運転中に原子炉建家内で火災が発生した場合、直ちに原子炉を停止する。また、原子炉運転中に原子炉施設内で火災が発生し、原子炉建家の負圧を維持できなくなる等、原子炉の運転に支障を及ぼすおそれがある場合、原子炉を停止する。上記を規定化。

(原子炉の停止操作)

- 制御室の手動スクラムボタンにより原子炉を安全に停止する。
- 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、制御室外に設ける安全スイッチにより原子炉を安全に停止する。



制御室の手動スクラム



原子炉建家内の安全スイッチ

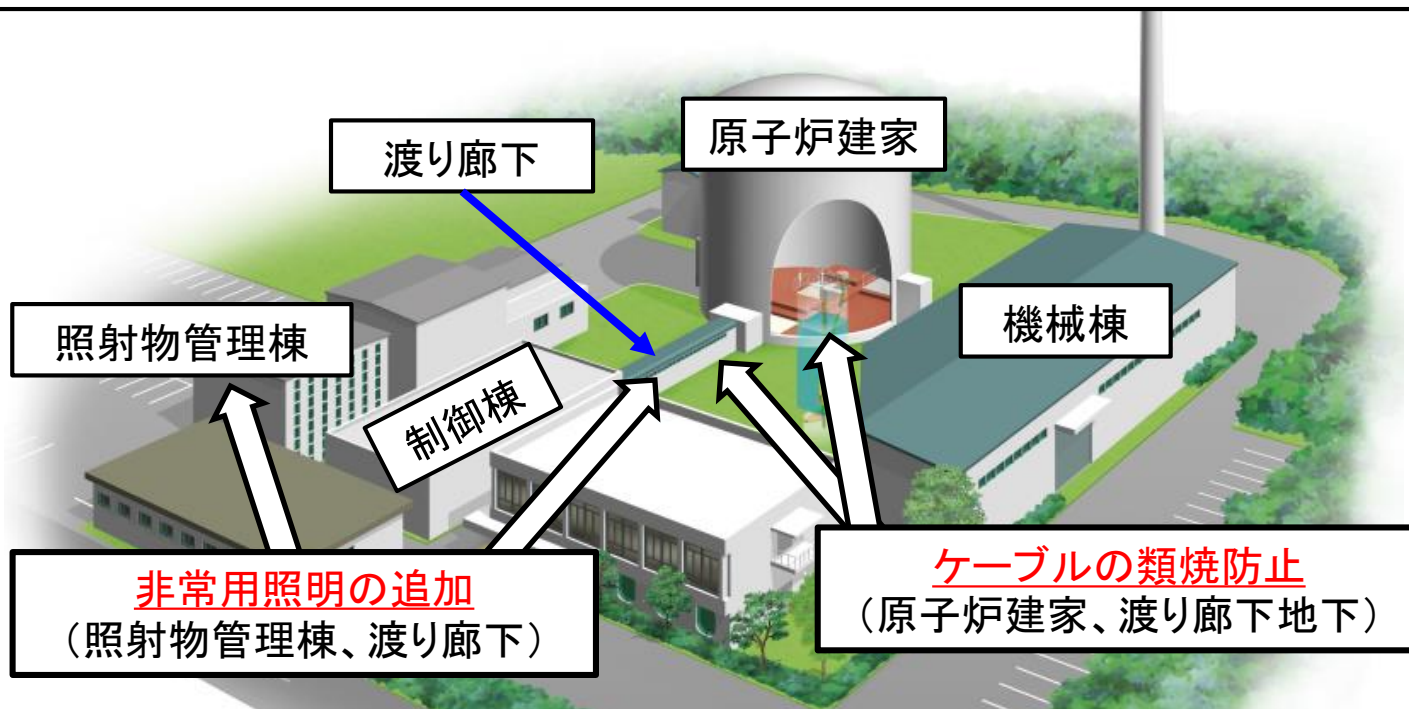
平成29～30年度に実施

◆ 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(2重化配線)について、原子炉建家及び渡り廊下地下の範囲で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。

◆ 非常用照明の追加

停電時の退避を容易にするため、非常照明を追加する。



- ケーブル火災等発生時、1系統は金属管に収納するため類焼の防止が図られる。
- 非常照明を追加することで、停電時における管理区域からの退避が円滑になる。

【MS-2】
原子炉プール、
原子炉停止回路(原子炉棟内)、
制御棒、サブパイル室

原子炉建家

制御棟

【MS-2】
原子炉停止回路
(制御室内)

【PS-2】
炉心支持構造体、実験孔、
照射カプセル

PS: 発生防止機能
MS: 影響緩和機能

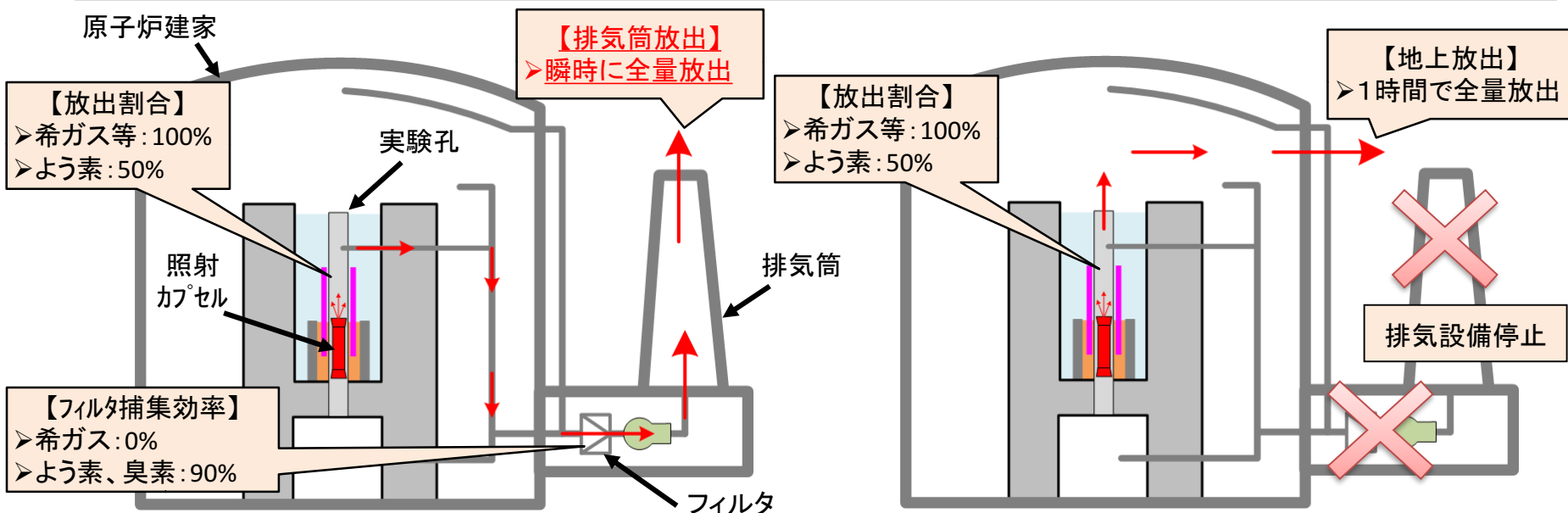
安全機能の重要度は、
PS、MSとも1, 2, 3の
3クラスに分類される

重要度分類指針を参考に安全機能の重要度分類を実施 (NSRRにPS-1、MS-1に該当する設備・機器は無い)

NSRR施設における設計基準事故の事象選定

NSRRで想定される事象	NSRRの状態
<ul style="list-style-type: none"> ・<u>カプセルシール部等破損事故(商用電源喪失なし)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・照射カプセル^{注1}のシール部等の破損によりカプセル内の核分裂生成物(FP)が実験孔内へ瞬時に放出することとする。 ・<u>気体廃棄物の廃棄設備によりFPは、排気筒から瞬時に放出されるものとする。</u>
<ul style="list-style-type: none"> ・<u>カプセルシール部等破損事故(商用電源喪失あり)</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・照射カプセルのシール部等の破損によりFPが実験孔内へ瞬時に放出することとする。 ・商用電源の喪失に伴い気体廃棄物の廃棄設備が停止し、<u>FP全量が1時間で原子炉建家から放出するものとする。</u>
<ul style="list-style-type: none"> ・定出力運転時におけるトランジェント棒逸出事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・トランジェント棒駆動用電磁バルブの故障、又は、インターロックの故障及び運転員の誤動作により、定出力運転中のトランジェント棒の逸出を仮定する。 ・FPの放出なし。
<ul style="list-style-type: none"> ・トランジェント棒フォロア浸水事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・高速トランジェント棒1本の空気フォロアに水が浸入すると仮定する。 ・FPの放出なし
<ul style="list-style-type: none"> ・実験孔破損事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・実験孔が破損して、プール水が実験孔内へ流れ込み、プール水が異常に減少する事故を仮定する。 ・FPの放出なし

◆ 照射カプセル（未照射酸化ウラン燃料を試験）シール部からの核分裂生成物の漏えいを想定



①商用電源が喪失しない場合

②商用電源が喪失した場合

		① 商用電源喪失:なし	② 商用電源喪失:あり
事故シナリオ		①気体廃棄設備により排気筒を通して瞬時に核分裂生成物を放出 ・ <u>ヨウ素フィルタ一経由:有</u> (フィルタ捕集効率90%)	①商用電源の喪失に伴う気体廃棄設備の停止 ②原子炉建家から1時間で核分裂生成物を放出 ・ <u>ヨウ素フィルタ一経由:無</u>
線量評価	ヨウ素の吸入摂取による小児の実効線量	0.0021 mSv	0.079 mSv
	<u>γ線の外部被ばくによる実効線量</u>	<u>0.60 mSv</u>	<u>0.11 mSv</u>

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。

◆ 免震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（継続的に実施）

- 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（平成30年1月）
 - ・複数施設での同時発災を想定（平成29年1月）

◆ 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



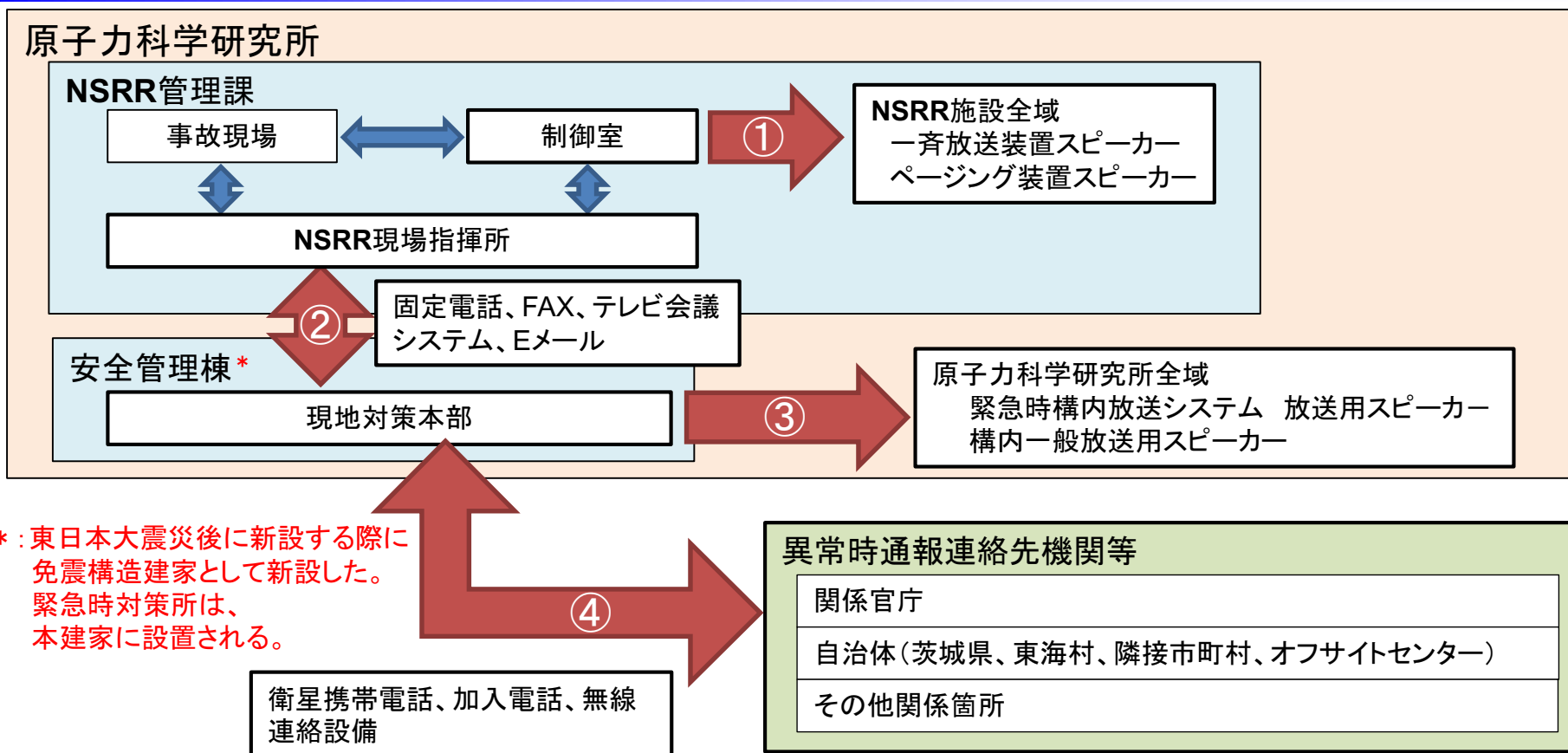
緊急時対策所



非常事態総合訓練



消火訓練



* : 東日本大震災後に新設する際に免震構造建家として新設した。緊急時対策所は、本建家に設置される。

① 施設内の通信連絡

設計基準事故等が発生した場合に、NSRR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

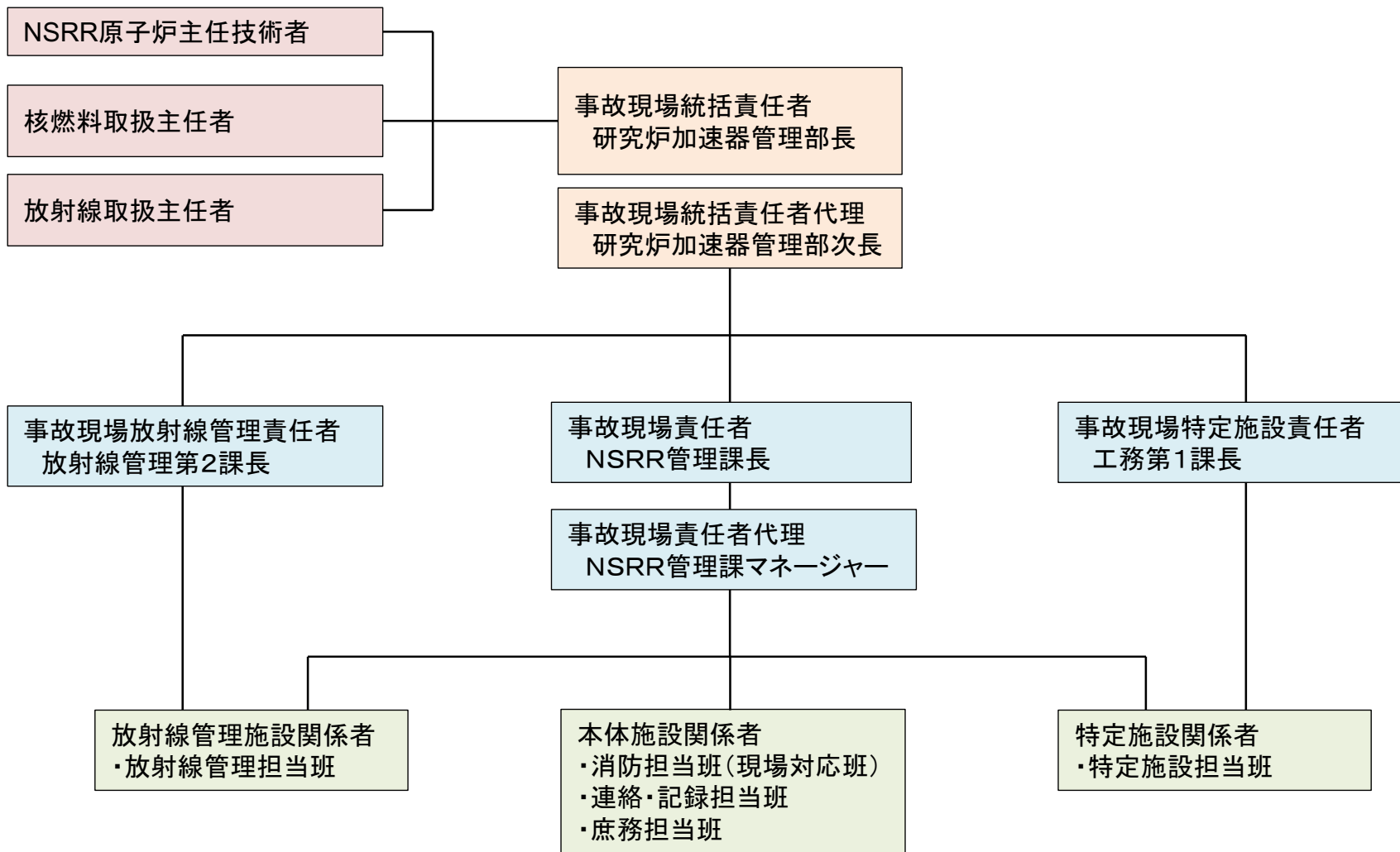
NSRR現場指揮所から現地対策本部との通信連絡設備は、多様性を備え、相互に連絡が取れる設計

③ 敷地内の通信連絡

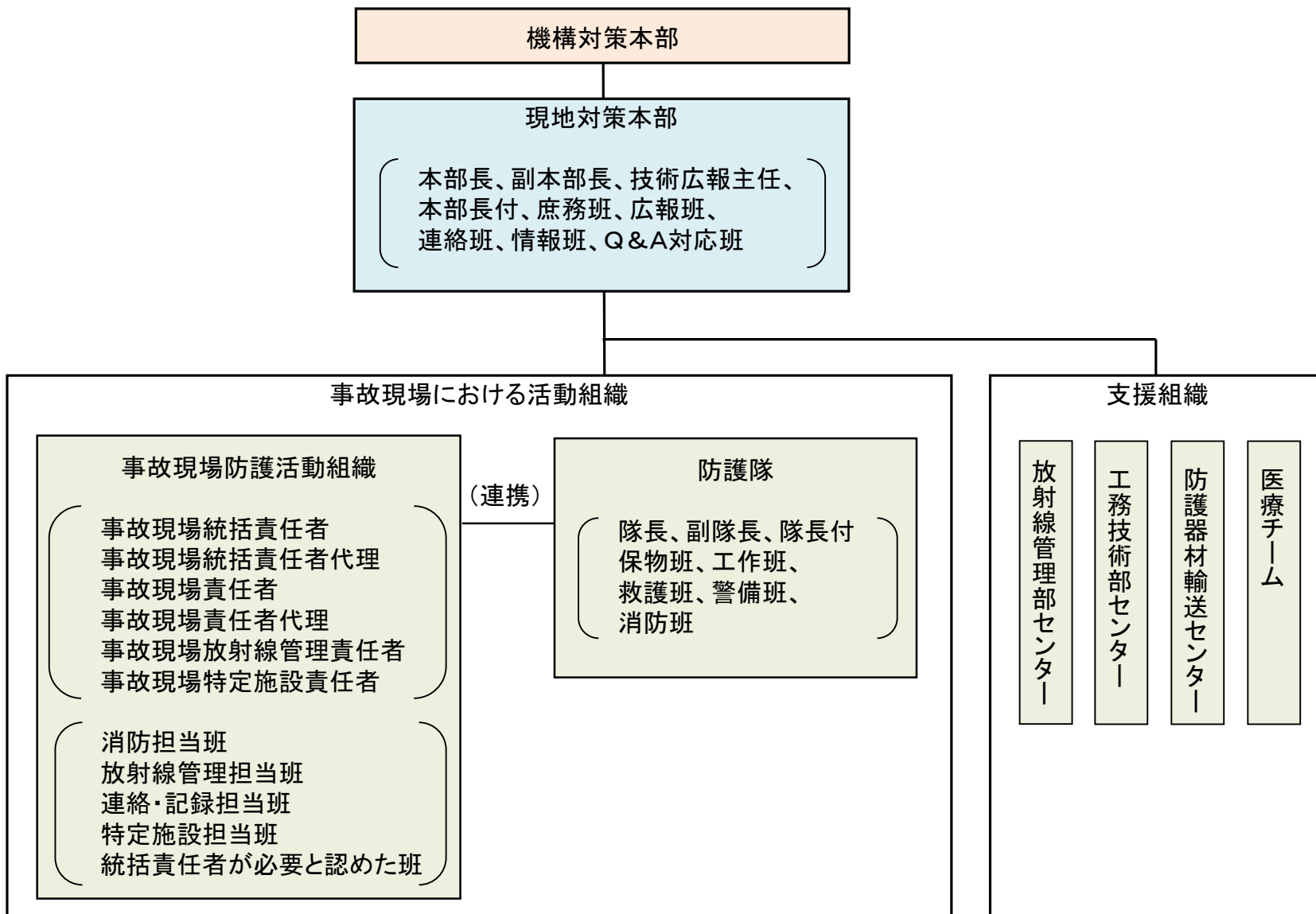
設計基準事故等が発生した場合に、敷地内の全ての人々に対して、事象発生の際の連絡や避難指示等を行うための通信連絡設備を設ける

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



NSRR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

◆ 運転員の力量確保

- ① JRR-1 原子炉施設のシミュレーターを活用し、制御棒操作に伴う臨界近接などの炉心特性の教育を実施。
- ② 若手職員は運転経験を有する職員とともに、施設内の巡視・点検及び機器・設備の保守作業を実施。
- ③ 各種、放射性物質の取扱や原子炉に関する講習会などに参加させ、個人の能力向上を実施。
- ④ 原子力に関する国家資格を有する職員も在籍。

◆ 機器の保守

- ① 毎年、機器・設備の点検・保守を実施。
- ② 毎年、原子炉プールはアルミニウム合金なので、超音波測定器により肉厚測定を実施し、減肉していないことを確認。
- ③ 経年変化対策も適時実施。

今後のスケジュール

年度		2017			2018			2019			2020		
		H29			H30			H31			H32		
許認可	基本設計	安全審査			▼許可(1/31)								
	原子炉設置 変更許可	安全審査			▼許可(1/31)								
詳細設計・製作等	漏えい検知器 の改造、安全 保護回路の系 統分類等	設工認			工事・ 使用前 検査								
	Cクラス建家 耐震改修 工事*			設工認	工事・使用前検査								
保安規定変更				審査	福島原発事故時に燃料に生じた 種々の現象把握のための実験等								
原子炉運転					定 検	運 転	▲運転再開			定 検	原子炉運転		

* :「Sクラスに属する施設を有しない試験研究用原子炉施設に関する『核燃料施設等における新規制基準の適合の考え方』の見直しについて」(平成28年度第51回原子力規制委員会(平成28年12月21日))に基づき、NSRR原子炉施設の耐震Bクラス施設及び耐震Cクラス施設のうち耐震以外の部分が設計及び工事の方法の認可及び使用前検査において新規制基準への適合性が確認されている場合、新規制基準に係る設置変更許可を受けた日から、2年を経過するまでの間、原子炉の運転を行うことができる。ただし、2年を経過した後は、耐震Cクラス施設の耐震に係る部分について新規制基準への適合性が確認されるまで、原子炉の運転を行ってはならない。

参考資料

1日8時間300kW定出力運転で、週5日運転し、年間の最大積分出力が5.2MWdとなった直後が条件として最も厳しい理由

- 一番炉心に核分裂生成物が蓄積される上記の条件を想定する。
- パルス運転直後としない理由は、上記の条件に比較してパルス運転は、積分出力が桁違いに小さく、核分裂生成物の蓄積が少ないためである。
- 1年間のパルス運転を想定した場合の積分出力でも、1.7MWd(1日3回、365日(計1095回)のパルス運転を行った場合)であり、定出力運転時の5.2MWdの方が厳しい条件となる。
- 定出力運転の直後にパルス運転を追加しても、パルス運転の積分出力は、1回最大130MWsの1日3回の運転で0.0045 MWdであるため、これによる1日の追加FP量よりも1日の間に減衰するFP量の方が大きく、結果として上記の条件の直後が一番炉心に核分裂生成物を蓄積する場合となる。
- 300kW定出力運転を毎日連続としない理由は、5.2MWdまでの定出力運転の積算根拠の一つに、1日最大8時間までの300kW定出力運転が前提となっている。NSRRは保安規定にてデイリー運転の原子炉と定めている。

◆ 竜巻による安全機能の喪失

竜巻（藤田スケールF3、最大風速：92m/s）による飛来物により、原子炉建家、燃料棟及び機械棟の壁面に裏面剥離の発生及び建家内へのコンクリート片の飛散が想定されることから、次のような事象を想定する。なお、竜巻接近時には原子炉を停止することから制御棒のスタックは想定しない。

	①原子炉建家及び機械棟の損傷	②燃料棟の損傷
事象想定	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の燃料要素が全数破損 原子炉プールが破損 (冠水維持機能によりプール水は約4.6mに留まる) 気体廃棄物の廃棄施設が停止 竜巻通過後に核分裂生成物が建家から放出 照射カプセルは、原子炉建家地下の実験孔に装荷されており、飛来物が直撃することはない。また、照射カプセルは堅牢である。よって、飛来物によるカプセルの破損は考慮しない。さらに、カプセルを用いたパルス照射実験（秒単位の照射実験）直後にF3竜巻のようなまれな竜巻によって発生する飛来物が照射カプセルに飛来する可能性は極めて低いため、重畳事象は考慮していない。 	<ul style="list-style-type: none"> 風荷重、飛来物等の影響により建家が倒壊 建家を貫通した飛来物により燃料要素が破損 建家が損傷した場合でも貯蔵庫内の風速は僅かであり燃料要素は飛出ることはない 気体廃棄物の廃棄施設が停止
敷地境界外での影響	周辺公衆の放射線被ばくは、上記「Sクラスの有無に係る評価」に包絡される。	燃料要素が破損し、飛散した場合でも周辺公衆に優位な被ばく影響を及ぼすおそれはない。貯蔵制限量のウラン燃料の放出を想定した場合でも、公衆への被ばく影響は 1.8×10^{-4} mSvとなる。

竜巻による影響を考慮しても、周辺公衆の放射線被ばくが5mSvを超えることはなく、安全上重要な施設に該当する施設がないことから、設計上考慮すべき竜巻としては、過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻（藤田スケールF1、最大風速49m/s）を想定する。

◆ 火山事象による安全機能の喪失

火山の影響（降下火砕物）により、原子炉建家、燃料棟及び機械棟の屋根の損傷及び屋根の損傷に伴う構造材の落下が想定されることから、次のような事象を想定する。なお、火山の噴火を確認してから降下火砕物が原子炉建家の屋根を損傷するまでに十分な時間的余裕があることから制御棒のスタックは想定しない。

	①原子炉建家及び機械棟の損傷	②燃料棟の損傷
事象想定	<ul style="list-style-type: none"> 炉心の燃料要素が全数破損 気体廃棄物の廃棄施設が停止 	<ul style="list-style-type: none"> 貯蔵中の新燃料が一部破損 気体廃棄物の廃棄施設が停止
敷地境界外での影響	<p>周辺公衆の放射線被ばくは、上記「Sクラスの有無に係る評価」に包絡される。</p>	<p>燃料要素が破損し、飛散した場合でも周辺公衆に優位な被ばく影響を及ぼすおそれはない。貯蔵制限量のウラン燃料の放出を想定した場合でも、公衆への被ばく影響は$1.8 \times 10^{-4} \text{mSv}$となる。</p>

火山による影響を考慮しても、周辺公衆の放射線被ばくが5mSvを超えることはなく、安全上重要な施設に該当する施設がないことから、設計上考慮すべき火山事象としては、極微量の降下火砕物(完新世の火山活動に関する記録による降灰量)を想定する。

- 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「原子炉停止回路及び制御棒 (MS-2)」は、その安全機能を損なわないよう、多重性 (1 out of 2) 及び独立性 (電氣的にも物理的にも分離) を有する設計とする。

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	該当なし	—
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	炉心の形成	炉心支持構造体、実験孔
		放射性物質の閉じ込め	照射カプセル
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	工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	原子炉保護用インターロック回路*
		過剰な反応度の印加防止	制御棒駆動機構
		放射性物質の貯蔵	燃料貯蔵庫、燃料貯留プール内ラック 原子炉プール内ラック
		プラント計測制御	核計装、燃料計装、プール水位系、プール水温系 地震計、制御用インターロック回路、 制御棒駆動機構、出力制御回路、自動挿入回路
	放射性物質の貯蔵	廃液タンク、保管廃棄施設	
	原子炉冷却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	冷却材へのFP放散防止	燃料被覆管

* 合成パルス運転時に異常状態を検知した信号によりトランジェント棒の引抜きを阻止するためのもの

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	放射性物質の遮蔽	原子炉プール
		工学的安全施設及び停止系への作動信号の発生	原子炉停止回路
		原子炉の緊急停止及び未臨界維持	制御棒
		炉心の冠水維持	サブパイル室、原子炉プール
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	放射性物質の放出低減	原子炉建家、原子炉建家排気系統、排気筒
		制御室外安全停止	安全スイッチ
		安全上重要な関連機能	ディーゼル発電機、蓄電池
		放射性物質の遮蔽	燃料貯留プール
	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	燃料貯留プール液面計、放射線監視設備(放射線エリアモニタ、室内モニタ)、排気筒モニタリング設備、火災警報装置、通信装置、非常用照明、避難通路

- 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</p> <p>⇒ 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</p> <p>⇒ エポキシ樹脂注入により補修</p>		

	復旧前	復旧後
<p>燃料棟天井の雨漏れ</p> <p>⇒ 樹脂によるコーキング処理により補修</p>		 <p>外面よりコーキング処理</p>
<p>機械棟排風機室床等のひび割れ</p> <p>⇒ エポキシ樹脂注入により補修</p>		

3.11地震から今までの活動

平成23年	平成24年	平成25年	平成26年	平成27年	平成28年	平成29年	平成30年
<p>▲ 3.11地震</p> <p>←→ 被災状況調査及び補修した設備等の確認</p> <p>8月 ←→ 施設・設備の補修</p> <p>3月～4月 ↔ 全電源喪失の評価 (ストレステスト的评价)</p>		<p>2月</p> <p>11月～12月 ↔ 施設定期検査</p>	<p>12月～11月 ↔ 運転</p>	<p>▲ 3月新規規制基準の申請</p>		<p>▼ 新規規制基準の許可</p> <p>施設・設備の追加工事</p>	<p>3月 ↕ 使用前検査</p> <p>4月 ↕ 施設定期検査</p> <p>4月～5月 ↔</p> <p>5月～7月 ↔ 運転</p> <p>▲ 運転再開</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。NSRRは、そもそも運転中でも強制冷却を必要としないことから、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。

◆ 運転に向けた施設定期検査*1の受検及び運転

平成25年9月、原子力規制委員会の検討チーム会合で「低出力炉*2は、その運転が一般公衆に著しい放射線被ばくのリスクを与えるおそれがないと評価されることから、新規制基準施行後の初回定検に入るまでの間、運転することを妨げない」とされました。

平成25年12月、原子力規制庁による施設定期検査に合格し、運転を再開しました（期間：平成25年12月～平成26年11月）。

◆ 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の申請を行いました。

平成30年1月31日、原子炉設置変更許可を取得しました。

* 1：施設定期検査とは、安全を確保する上で必要となる設備の健全性及び性能が適切に維持されていることを、国が検査し、確認するもの。

* 2：低出力炉とは、500 kW未満の研究炉であって、NSRRを含む。

NSRR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。

項目	設計方針
燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 取扱設備は、臨界とならないよう設計する。 ● 貯蔵設備として、燃料貯蔵庫、原子炉プール内貯蔵ラック及び燃料貯留プールを設ける。 ● 燃料貯留プールの遮蔽壁面及び底部はコンクリートによる遮蔽を施すとともに、十分な水深を持たせた設計とする。 ● 原子炉プール及び燃料貯留プールの上面には放射線エリアモニタを設け、放射線レベルが設定値を超えたときは、警報を発する設計とする。
安全保護回路	<ul style="list-style-type: none"> ● 運転中は、中性子束、燃料温度、原子炉プール水位及び電源電圧を常時監視するとともに、これらのパラメータについては、必要に応じて適切な原子炉停止回路の設定値を規定する。 ● チャンネルの単一故障を想定しても、所定の安全機能が失うことがないように“1out of 2”の設計とする。 ● 電氣的にも物理的にも独立性を維持するように設計する。 ● フェイルセーフにより、駆動系の喪失時にも原子炉を停止できるようにする。 ● 安全保護回路と原子炉計装設備及び原子炉制御設備とで検出部及び計測回路などを部分的に共用する場合は、共用機器又はチャンネルの単一故障により、安全保護回路の機能が失われないように設計する。
反応度制御系	<ul style="list-style-type: none"> ● 十分な反応度制御能力を有するよう設計する。 ● 制御棒は、全引き抜き状態から上方に抜け出ることがなく、かつ、スクラム状態より下方で抜け出ることがない設計とする。
放射性廃物の廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 排気はフィルタを通した後、放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から排出する方法により濃度及び量を低減できる設計とする。 ● 放射性液体廃棄施設は、放射性廃液の漏洩及び敷地外への管理されない放出を防止できる設計とする。
保管廃棄施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 放射性固体廃棄物は、原子炉施設の保管廃棄施設に保管した後、原科研内の放射性廃棄物処理場に運搬し、処理又は保管を行なう。
原子炉制御室等	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要なパラメータが監視できる設計とする。 ● 制御室外から原子炉を停止できることができる安全スイッチを原子炉建家内に設ける。

項目	設計方針
炉心等	<ul style="list-style-type: none"> ● 中性子スペクトル硬化現象、ドップラー効果などに基づく大きな負の反応度係数を有する設計とともに、制御棒の挿入度によって反応度を制御することにより核分裂の連鎖反応を制御できるように設計する。 ● 原子炉の炉心及びそれに関連する計測制御系、安全保護回路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燃料の許容設計限界を超えないようにする。 ● 原子炉の炉心は、燃料要素、制御棒(フォロワ型燃料要素付)、炉心支持構造体で構成し、通常時、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も原子炉を安全に停止し、かつ、停止後に炉心の冷却機能を維持できる設計とする。 ● 燃料要素は、通常運転時、異常な過渡変化時及び設計基準事故時において、燃料要素に生じる温度変化、中性子照射効果、腐食等を考慮してもその健全性が失われないように設計する。
一次冷却系統設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉プール及び炉心支持構造物は、運転条件に対して、十分な余裕を持って耐え得るように設計する。 ● 原子炉プールは、通常時、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、適切な量の冷却材を保有できる設計とする。 ● 原子炉プール内面は、アルミニウムでライニングすることにより、原子炉プール水の漏洩が生じないようにする。
計測制御系等施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 通常運転時の異常な過渡変化時に起こり得る運転条件の変化及び外乱に対して、監視及び制御が行えるようにする。 ● 設計基準事故時に事故の状態を把握し対策を講じるのに必要なパラメータとして、中性子束、燃料温度及び原子炉プール水位を必要な期間測定し記録できる設計とする。

項目	設計方針
原子炉停止系統	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉停止系統は制御棒のみで構成する。 ● 通常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、制御棒の挿入により、原子炉を未臨界に維持できる設計とする。 ● 最も反応度効果の大きな制御棒1本が完全引き抜き位置で固着し、挿入できないときでも、十分な反応度停止余裕を有し、炉心を臨界未満に維持できる設計とする。
原子炉格納施設	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉建家に設ける建家給気系及び建家排気系は、建家内を適切な負圧に維持するように設計する。
実験設備等	<ul style="list-style-type: none"> ● 供用期間を通じ、各構成要素が十分な強度を有し、その機能が保持されるように設計するとともに、その設備に異常が生じた場合においても、原子炉施設に損傷を与えないよう設計する。 ● 照射カプセルの上部を押さえ及び下部を掴むことにより照射カプセルの逸脱を防止する設計とする。 ● 過度の放射能及び放射線の漏洩が生じないよう設計する。 ● 照射カプセルの固定状態について、制御室で監視できるように設計する。
保安電源設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 商用電源系と非常用電源系を設ける。 ● ディーゼル発電機及び蓄電池で構成する非常用電源系を設ける。
監視設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉建家内の空間線量率について、放射線エリアモニタによるモニタリングができ、空気中の放射線の濃度等について、室内モニタによるモニタリングができるとともにサンプリングによる測定ができる設計とする。 ● 排気筒から放出される排気中の放射性物質の濃度等について、排気ダストモニタ及び排気ガスモニタによるモニタリングができるとともにサンプリングによる測定ができる設計とする。

項目	設計方針
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時の拡大防止	<ul style="list-style-type: none"> ● 「水冷却型試験用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」等に基づき実施し、要件を満足する設計とする。
溢水による損傷の防止	<ul style="list-style-type: none"> ● 原子炉プールのスロッシング、消火活動等により溢水が発生しても、遮断機を設置し、電源盤の被水時には電源を遮断できる設計とする等、原子炉停止機能を損なわない設計とする。 ● 放射性物質を含む水を内包する容器又は配管の破断によって、当該容器又は配管から放射性物質を含む水があふれた場合においても、堰などを設けることにより管理区域外へ漏洩しない設計とする。
通信連絡設備	<ul style="list-style-type: none"> ● 設計基準事故時又は必要時に、原子炉建家内にいる全ての人に対し、制御室から維持できるよう通信連絡設備を設ける。 ● 設計基準事故時が発生した場合においても、施設内の事故現場指揮所と原科研内の現地対策本部との間で相互に連絡できるよう、多様性を確保した通信連絡設備を設ける。
外部電源が喪失した場合の対策設備等	<ul style="list-style-type: none"> ● 外部電源が喪失した場合は、原子炉は電源を要せず自動的に停止する設計とする。 ● 蓄電池からの給電により、原子炉の停止状態を確認するために必要なパラメータの監視が所定の時間行なえる設計とする。
安全避難通路	<ul style="list-style-type: none"> ● 建家内には、標識及び誘導灯を設けた避難通路、非常口を設ける。 ● 誘導灯は、内部に電池を内蔵又は蓄電池より給電し通常の照明用電源喪失時にその機能を失うことがないようにし、容易に避難できる設計とする。

項目	設計方針
誤操作の防止	<ul style="list-style-type: none"> ● 制御盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に配慮した設計とする。 ● 原子炉制御設備にはインターロックを設け、運転上の誤操作及び異常の拡大を防止する設計とする。 ● 計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるような設計とする。 ● 保守点検において誤りを生じにくい設計とする。
工場等周辺における直接ガンマ線からの防護	<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50μGy以下になるように設計する。
放射線からの放射線業務従事者の防護	<ul style="list-style-type: none"> ● 規則に基づく線量限度等を定める告示に定められた線量限度を超えないことはもちろん、合理的に達成できる限り不要な放射線被ばくを防止するよう換気及び遮蔽等を行なう。 ● 管理区域に立ち入る者の被ばく管理ができるようにするため、出入管理を行なう設備、更衣室、手洗、シャワー室、ハンドフットモニタ等の汚染検査室及び汚染除去を行う設備を設けるとともに、放射線作業従事者が管理区域内へ立ち入る際は個人線量計を着用する。 ● 原子炉施設内の放射線の監視のため、放射線エリアモニタを設け、制御室で表示及び記録を行い、放射線レベルが設定値を超えた時は警報を発報するようにする。

使用施設に係わる安全上重要な施設の選定結果

地震、津波及び竜巻等により使用施設の安全機能が喪失した場合の影響（閉じ込め機能の喪失による放射性物質の環境への放出）を評価し、安全上重要な施設が無いことを確認した。

評価項目	想定事象
地震	<ul style="list-style-type: none"> ・地震により、全ての動的機器が停止し、動的な閉じ込め機能を喪失 ・原子炉建家内で使用中の実験済のウラン燃料が環境へ放出 ・燃料棟内の燃料貯蔵庫で貯蔵中の未照射ウラン燃料が環境へ放出
津波	<ul style="list-style-type: none"> ・基準津波相当の津波により施設内へ海水が侵入 ・原子炉建家内の地下1階(解体フード)で使用中の放射性物質が流出 ・燃料棟内の燃料保管箱に貯蔵中の未照射ウラン燃料が流出 ・使用済燃料貯蔵施設(北地区)の実験済燃料は地下の保管孔(ピット)に密封された状態で保管されており流出しない(影響なし)
竜巻	<ul style="list-style-type: none"> ・風速100m/sの設計竜巻による飛来物によって建物外壁の裏面剥離及び屋上面の貫通が発生 ・原子炉建家内の壁厚が十分な確保されたセミホットセルあるいはセミホットケープで密封された状態で取り扱うこと等により放射性物質の環境への放出はない(影響なし) ・燃料棟内の燃料貯蔵庫で貯蔵中の未照射ウラン燃料が竜巻通過後に放出
その他の外的事象	<ul style="list-style-type: none"> ・使用施設の許可基準規則の解釈第11条第1項及び第5項に示されている自然現象及び人為事象について評価

外的事象による安全機能喪失(共通要因故障を含む)発生時に、公衆の実効線量が事故当たり5mSvを超えるおそれがないことから、安全上重要な施設が特定されないことを確認。

【注】1箱内の燃料貯蔵量を削減することにより、地震・津波後の燃料貯蔵箱の水没密着を、3次元無限配列で想定した場合での、未臨界性を確保した。(核燃料使用施設)

- 大規模な火山影響に対して、全ての安全機能の喪失(炉心燃料の全数破損等)により放射性物質の放出が想定されるものの、公衆に対する影響は5mSvと比べて十分に低く、火山影響に対する「安全上重要な施設」に該当する施設及び設備がないことを確認した。
- したがって、NSRRの火山影響については、グレーデッドアプローチを適用し、完新世の火山活動に関する記録に基づく影響評価を行う。
- 評価の結果、完新世においては、降灰量が極微量であることから安全機能を損なうおそれがないことを確認した。
- 万一の降灰に備えて、火山灰除去対応については、富士山宝永噴火の降灰量を参考とし、降灰量の総量を16cm、そのうち初日の降灰量を8cmと想定する。

- 過去の記録を踏まえた影響が最も大きい竜巻（藤田スケールF1、最大風速49m/s）及びその随件事象の発生を考慮しても、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。
- 衝突時の影響が生じるものについては、飛来物の飛散防止対策を実施することにより、施設に影響が及ばないよう措置する。

建家名称	燃料棟	機械棟	照射物管理棟
耐震重要度	Cクラス	Cクラス	Cクラス
構造	鉄骨造 (一部鉄筋コンクリート造)	鉄骨造	鉄骨造

燃料棟は、新燃料を貯蔵する燃料貯蔵庫(鉄筋コンクリート造で堅牢である。)を建屋の一部分に設置

機械棟は、電源設備、給排気設備、放射性廃液貯槽及び固体廃棄物置場を設置
照射物管理棟は、固体廃棄物置場を設置及び使用経験を有するカプセルを保管

燃料貯蔵庫の新燃料は金属製収納箱に保管されている。
また、それ以外はいずれの設備も内包する放射性物質の量は極少量である。
従って、各棟すべて地震損壊による放射性物質放出のリスクの低い建屋である。

各棟に設置の設備の保護もさることながら、耐震改修促進法の人命保護の観点から、建家全体に耐震補強を行うものである。

燃料棟、機械棟及び照射物管理棟は、昭和49年～55年に建設された旧耐震建築物であるため、耐震改修促進法に基づく耐震診断及び新規制基準適合性確認のための再評価を実施した結果、基準値を下回ったことから、耐震改修を行うこととした。

耐震改修にあたっては、新規制基準で求められる最新知見(最新の建築基準法)へのバックフィットが必要となるため、以下の基準に基づき、構造再計算を含む耐震改修設計を行い、許容応力度及び保有水平耐力が以下の基準に基づく許容値を満足しない場合、対象部位に対して補強を講じている。

(適用基準)

- 「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第4条3の三(抜粋)」【試験研究炉規則解釈第4条からの準用】

建物・構築物については、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、建築基準法等の安全上適切と認められる規格及び基準※1による許容応力度を許容限界とすること。

- 「同規則解釈第4条4の二(抜粋)」【試験研究炉規則解釈第4条からの準用】
建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることの確認※2が必要。

※1: 建築基準法施行令 第一款の二 保有水平耐力計算 第八十二条第一項第三号

※2: 建築基準法施行令 第一款の二 保有水平耐力計算 第八十二条の三第一項第一号

	耐震 重要度	構造	補強前	補強箇所
燃料棟	Cクラス	鉄骨造 (一部鉄筋 コンクリート造)	<ul style="list-style-type: none"> ・保有水平耐力比1.0未満 ・既存鉛直ブレースの接合部耐力不足、水平ブレースの伝達力不足等 	<ul style="list-style-type: none"> ・ブレース新設 ・ブレース改修 ・柱脚部補強
機械棟	Cクラス	鉄骨造	<ul style="list-style-type: none"> ・保有水平耐力比1.0未満 ・既存鉛直ブレースの接合部耐力不足、水平ブレースの伝達力不足等 	<ul style="list-style-type: none"> ・ブレース新設 ・ブレース改修 ・柱脚部補強
照射物管理棟	Cクラス	鉄骨造	<ul style="list-style-type: none"> ・保有水平耐力比1.0未満 ・柱脚で許容応力度を超える、水平ブレースの伝達力不足等 	<ul style="list-style-type: none"> ・ブレース新設 ・ブレース改修 ・柱脚部補強

手持ち資料

● 保有水平耐力の算定

建築基準法施行令第82条の3に基づき、次式により建家の保有水平耐力の評価を行い、保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回っていることを確認する。
保有水平耐力は必要保有水平耐力を上回っており、十分な耐震性を有していることを確認している。

$$Q_{un} = D_s \cdot F_{es} \cdot Q_{ud}$$

Q_{un}	各階の必要保有水平耐力 (kN)
D_s	各階の構造特性を表すものとして、建築物の構造耐力上主要な部分の構造方法に応じた減衰性及び各階の靱性を考慮して国土交通大臣が定める数値 ^{*1}
F_{es}	各階の形状特性を表すものとして、各階の剛性率及び偏心率に応じて国土交通大臣が定める方法 ^{*1} により算出した数値。なお、 F_{es} は剛性率に応じた F_s の数値に、偏心率に応じた F_e の数値を乗じて算出する。
Q_{ud}	地震力によって各階に生ずる水平力 (kN)

*1「建築基準法施行令第82条の3第二号に基づき、 D_s 及び F_{es} を算出する方法を定める件」
(制定:昭和55年建設省告示第1792号、改正:平成19年国土交通省告示第596号)

●耐震改修促進法

不特定多数の方が利用する建築物及び学校、老人ホーム等の避難に配慮を必要とする方が利用する建築物のうち大規模なものなどについて、耐震診断を行い報告することを義務付けし、その結果を公表することを規定。

●平成19年度建築基準法(国土交通省告示第594号第1第3号及び第4号)

第3号では、主として鉄筋コンクリート造を対象として、開口を設けた壁の構造計算における取扱いについて規定。第4号では、壁以外の部材で開口を設けた場合の構造計算における取扱いについて規定。

●建築基準法施行令

建築基準法に基づき、法を施工するための規則及び法の委任に基づく事項を定めたもので、材料の許容応力度、材料強度等を規定。

●平成12年建設省告示第2464号

建築基準法施行令(昭和二十五年政令第三百三十八号)第九十条、第九十二条、第九十六条及び第九十八条の規定に基づき、鋼材等及び溶接部の許容応力度並びに鋼材等及び溶接部の材料強度の基準強度を規定。