

新規制基準を踏まえた JRR-3の安全対策について

令和2年12月15日
令和3年2月12日修正

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

目次

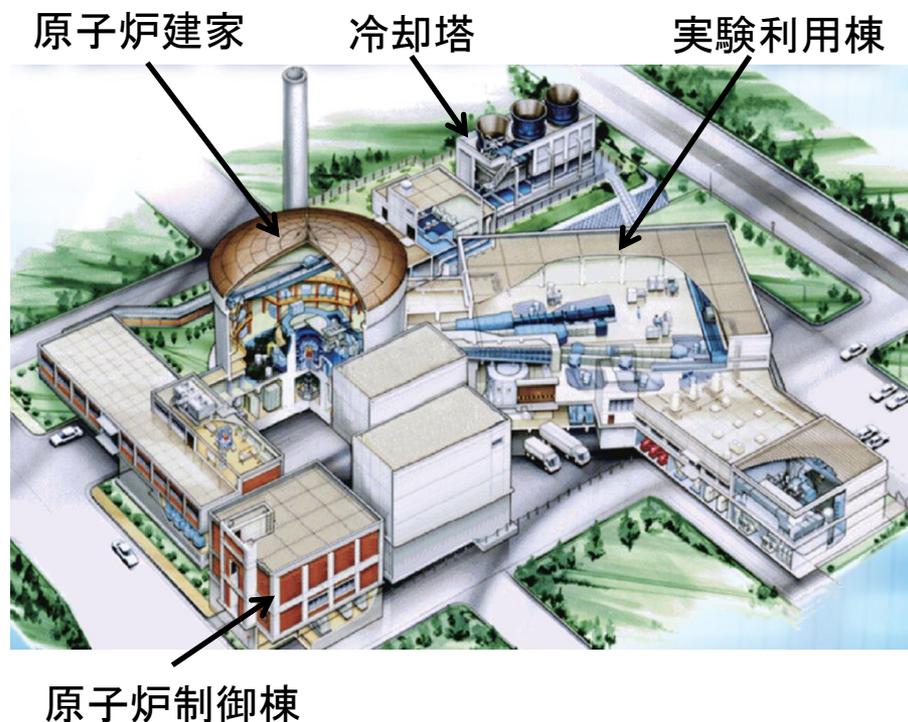
JRR-3の概要	2
安全上重要な施設の選定	8
新規制基準を踏まえた主な対応	14
事故発生時の対策	45
参考資料	62

JRR-3の概要

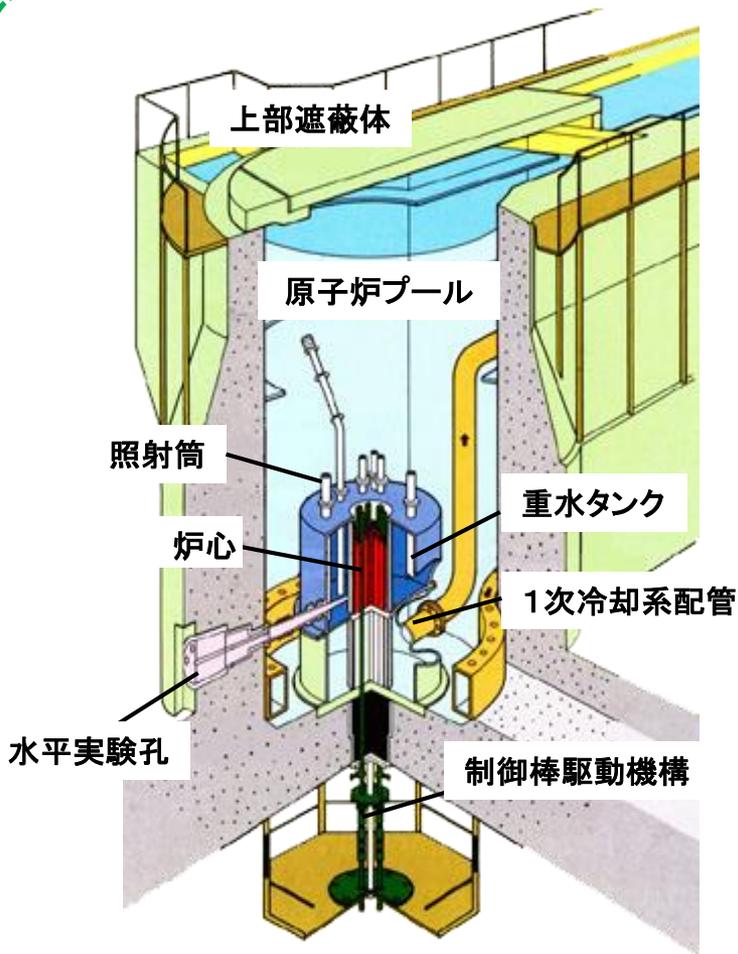
JRR-3は、昭和37年に、わが国初の国産研究炉として臨界に達した後、原子力の黎明期を支える多くの研究に活用されてきました。平成2年には、性能向上目指した改造を行い、出力20MWの高性能汎用研究炉として利用を開始しました。平成30年11月には、新規規制基準適合性確認に係る許可を取得し、現在、建家耐震改修工事等を進めています。

運転再開後は、中性子ビーム実験、燃料・材料の照射、RIやシリコン半導体の製造の他、冷中性子による高分子の構造解析による生命現象の解明などの利用を再開する計画です。

JRR-3の主な仕様	
型式	濃縮ウラン軽水減速冷却プール型
燃料要素	低濃縮ウランシリコンアルミニウム分散型燃料
熱出力	20MW
熱中性子束	最大約 3×10^{18} n/m ² ・s
炉心形状	円柱(直径:60cm、高さ:75cm)
運転形態	サイクル運転 (26日連続/cy: 6~7cy/年)

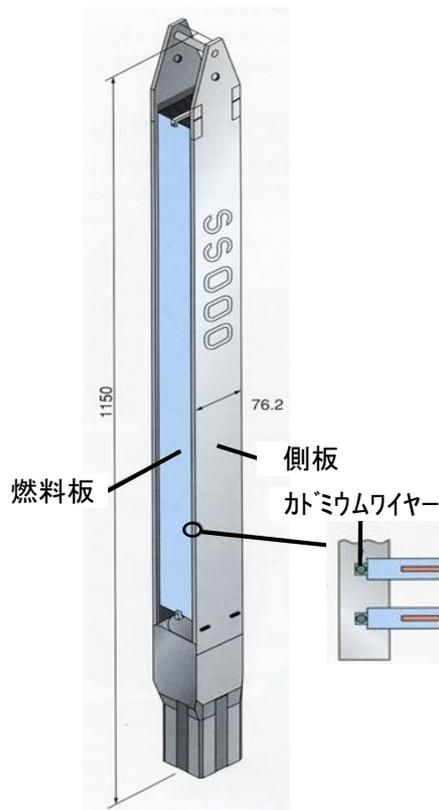


原子炉建家鳥瞰図



原子炉本体

炉心は、水深約8mの原子炉プール内に設置されている。炉心の周りは、反射体の役割を持つ重水タンクが囲んでいる。重水タンクには、試料を照射するための照射筒及び中性子ビームを取り出すための実験孔が設置されている。



標準型燃料要素

炉心は、26体の標準型燃料要素、6体の制御棒付きフォロワ型燃料要素、反射体(ベリリウム)、垂直実験孔から構成されている。



炉心配置図

《JRR-3の安全上の特徴》

◆ 常温、常圧の冷却水

- 圧力容器を持たず蒸気の発生もない
- プールタイプの炉心であり高圧部がない
- 運転時の冷却水温度は40°C程度、炉心燃料の最高温度は100°C程度
(炉心出入口温度差:約6°C、炉心出口温度:42°C以上で警報発報、50°C以上で自動停止)

◆ 確実な原子炉停止

- 制御棒は保持電磁石の電源遮断により自重により落下する設計
- 安全保護系はフェイルセーフ設計*¹かつ1 out of 2回路*²であり、異常を検知すると直ちに原子炉を自動停止
- 震度4程度(80Gal)の地震を検知し、原子炉を自動停止

◆ 除熱性に優れた燃料

- 燃料は比表面積が大きい板状燃料
- 燃料の被覆材は熱伝導に優れるアルミニウム合金製
- 崩壊熱の除去は、原子炉停止後30秒間の強制循環のみ
- その後は、冷却水の自然対流のみで可能であり、電力は不要
- 実力としては、燃料の冠水が維持されていれば、停止後の強制循環は不要
(強制循環冷却の機能喪失時の最小DNBR(熱設計余裕の指標)が許容限界以上であることを確認)



炉心損傷・燃料要素の破損に至る恐れが極めて低い。

* 1: 機器が故障した場合において、それが波及して事故に発展することがないように安全側に機能させる設計のこと。

* 2: 機器の信頼性を高めるために2系統ある機器のうちの1系統でも異常を検知すると安全保護回路を作動させる設計のこと。

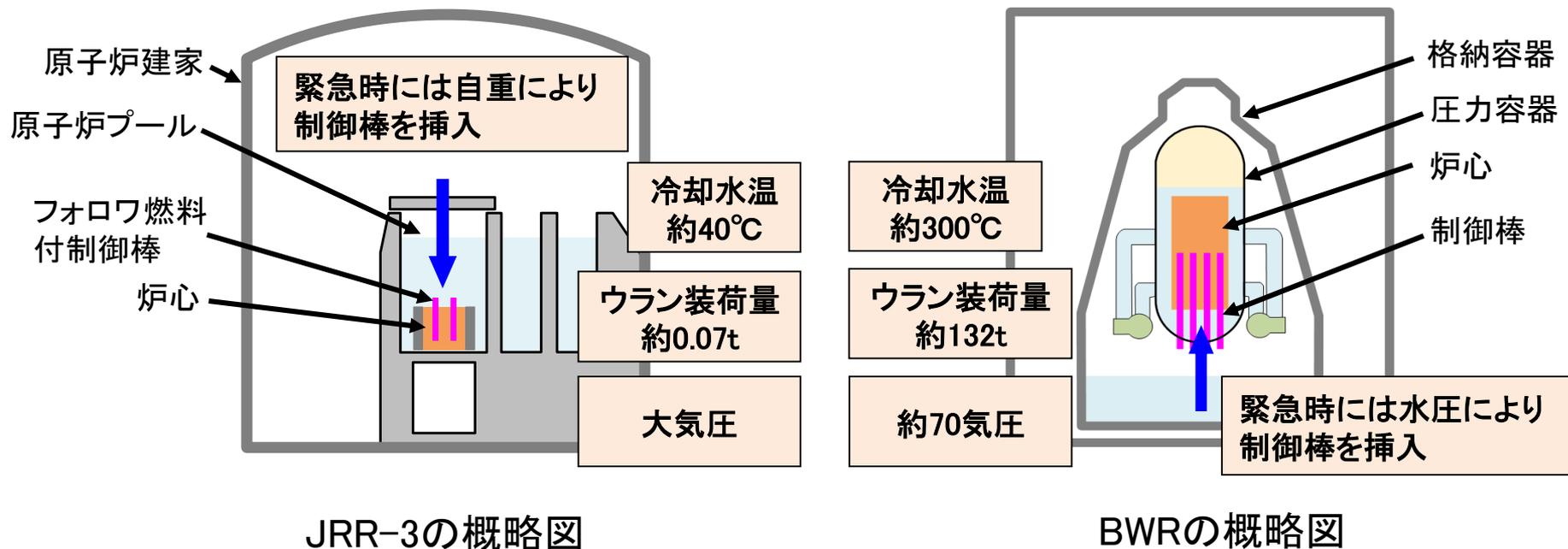
◆ 試験研究炉(JRR-3)

- 核分裂連鎖反応で発生した中性子をビーム実験・RI照射等に利用
- 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(BWR)

- 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(JRR-3)	実用発電炉(BWR)
目的	研究・開発	発電
熱出力	2万kW(年間6~7サイクル) 【注】26日連続運転/cy	330万kW (24時間、365日連続) (電気出力110万kW)
ウランの装荷量	0.07t	132 t
運転中の冷却水温度	<u>40°C程度</u>	<u>約285°C</u>
運転中の圧力	大気圧	約70気圧
停止後の冷却	<u>自然循環にて冷却</u> (停止後30秒間の 強制循環冷却)	<u>長期間の強制冷却</u> が必要 (2次冷却システムが必要)



対象核種	炉内蓄積量	
	東京電力福島第一原発*1	JRR-3*2
ヨウ素131	2.3×10^{18} Bq	1.8×10^{16} 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: 仮想事故の炉内蓄積量のヨウ素131等価換算(参考値)。

安全上重要な施設の選定

- 原子力施設の特徴、リスクの程度に応じた安全要求を適用する等級別扱い(グレーデッドアプローチ※)を踏まえた設計を実施する。
- 地震については、安全機能の喪失を想定すると公衆の被ばくが5mSvを超えるおそれがあることから、耐震Sクラス施設について実用発電炉に対して想定する「大きな影響を及ぼすおそれがある地震」に対する設計とする。
- 津波については、耐震Sクラス施設に属する施設を有することから、実用発電炉に対して想定する「大きな影響を及ぼすおそれがある津波(基準津波)」に対する設計とする。
- 竜巻及び火山事象(降下火砕物)については、等級別扱い(グレーデッドアプローチ)を踏まえ、敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえたハザードに対する防護設計とする。

等級別扱い (グレーデッドアプローチ)	地震	津波	竜巻	火山事象
5mSvを超える場合 (「安全上重要な施設」が存在) ⇒実用発電炉相当の要求	基準地震動に対する設計 (耐震Sクラスで設計)	基準津波に対する設計	実用発電炉に対して想定する荷重(藤田スケールF3、最大風速92m/s)と同一の条件に対する設計	実用発電炉に対して想定する荷重と同一の条件に対する設計
5mSvを超えない場合 ⇒グレーデッドアプローチを適用	耐震Bクラス又は耐震Cクラスで設計	敷地及びその周辺における過去の記録、現地調査の結果、行政機関により評価された津波及び最新の科学的・技術的知見を踏まえた影響が最も大きい津波(L2津波)に対する設計	敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)に対する防護設計	敷地及びその周辺における過去の記録を踏まえた火山事象(極微量の降下火砕物)に対する防護設計

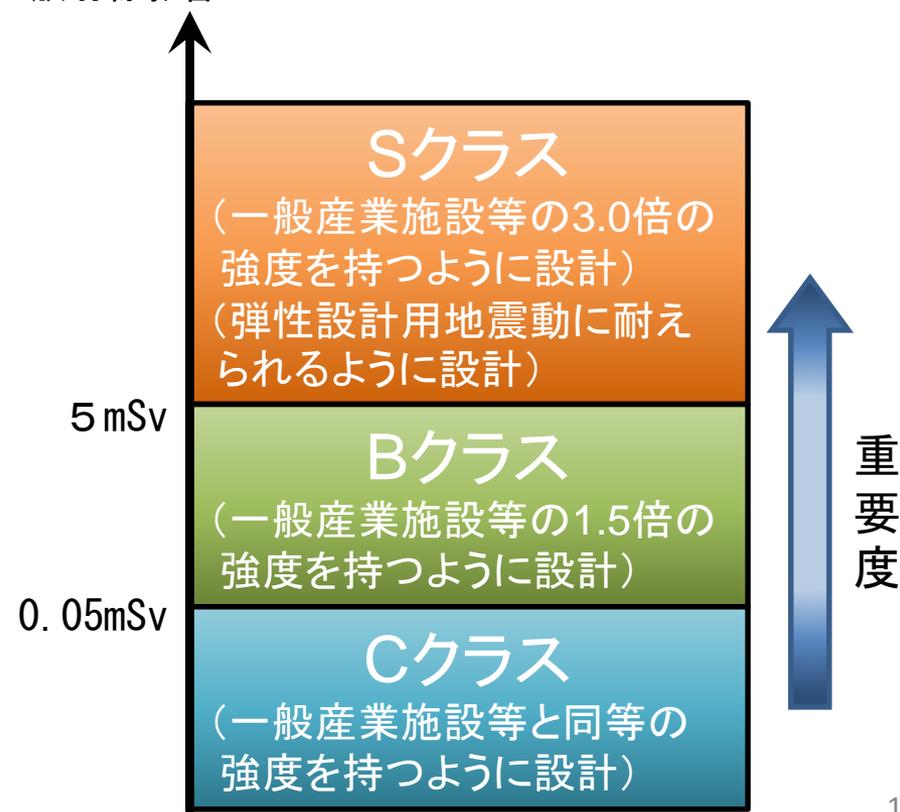
- 地震、津波については、実用発電炉の想定と同規模の荷重に対する設計とする。
- 竜巻、火山事象については、影響評価の結果を反映し、グレーデッドアプローチを適用する。

Sクラスの選定の考え方についてはP.66を参照

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(施設内配置)

原子炉建家

【原子炉建家内のSクラス設備・機器】
 原子炉プール、冠水維持設備、
 燃料要素、制御棒、制御棒駆動機構、
 炉心構造物、使用済燃料プール等

【原子炉建家内のBクラス設備・機器】
 安全保護系、崩壊熱除去設備、重水
 冷却系設備、非常用排気設備等

原子炉制御棟

【原子炉制御棟内のBクラス設備・機器】
 原子炉停止回路

排気筒

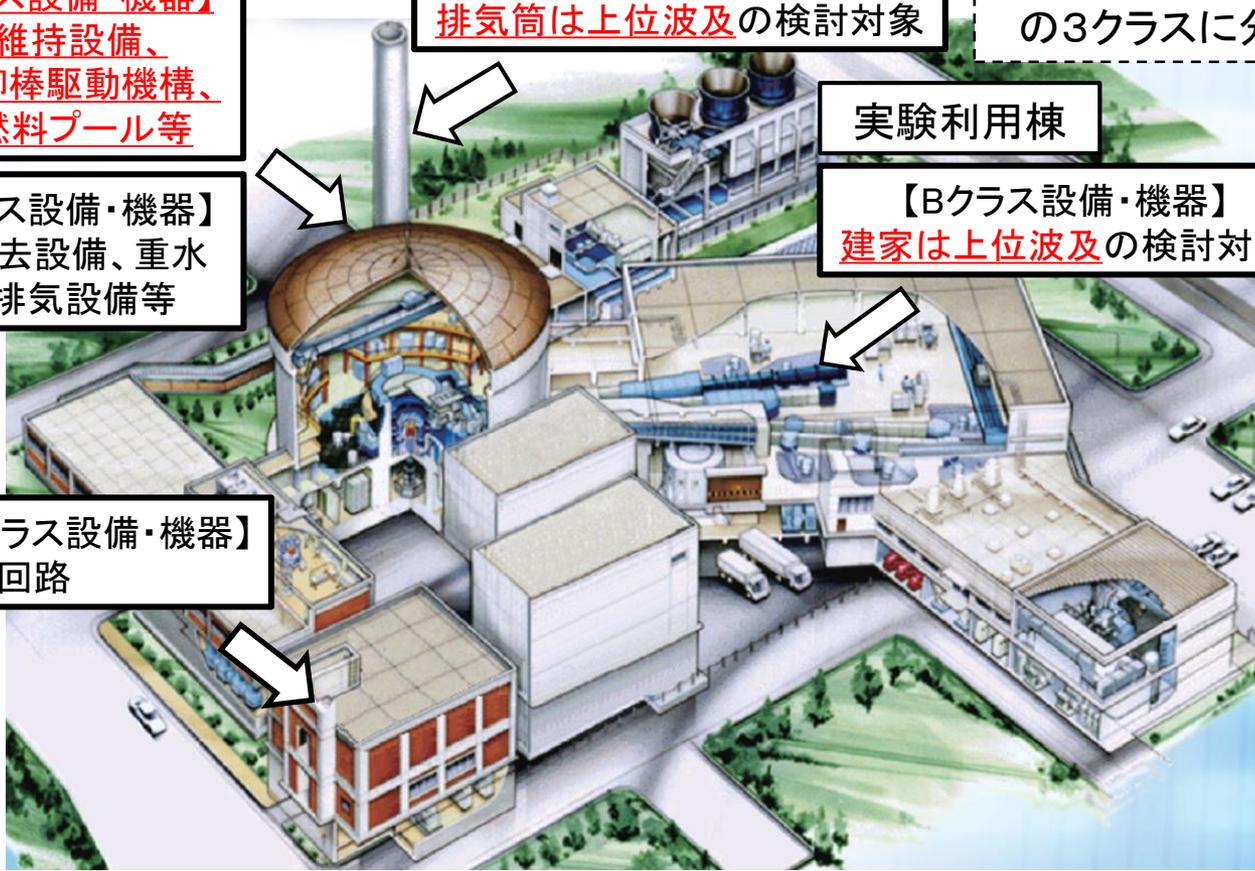
【Cクラス設備・機器】
 排気筒は上位波及の検討対象

耐震重要度分類表についてはP.67～69を参照

耐震重要度は、S、B、C
 の3クラスに分類される

実験利用棟

【Bクラス設備・機器】
 建家は上位波及の検討対象



- 耐震Sクラス設備・機器は、全て原子炉建家内に設置
- 排気筒、実験利用棟等の周辺建家は、原子炉建家への上位波及(下位の耐震クラスから上位のクラスの構築物等への影響)を検討

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、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
- 「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」に基づき安全機能の重要度分類の見直しを実施

➤ 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

<p>異常発生防止系(PS)</p>	<p>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</p>
<p>異常影響緩和系(MS)</p>	<p>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</p>

➤ 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以下の3つのクラスに分類

<p>クラス1</p>	<p>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</p>
<p>クラス2</p>	<p>高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること</p>
<p>クラス3</p>	<p>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</p>

安全機能の重要度分類表についてはP.70~71を参照

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

原子炉建家

【PS-1】

・なし

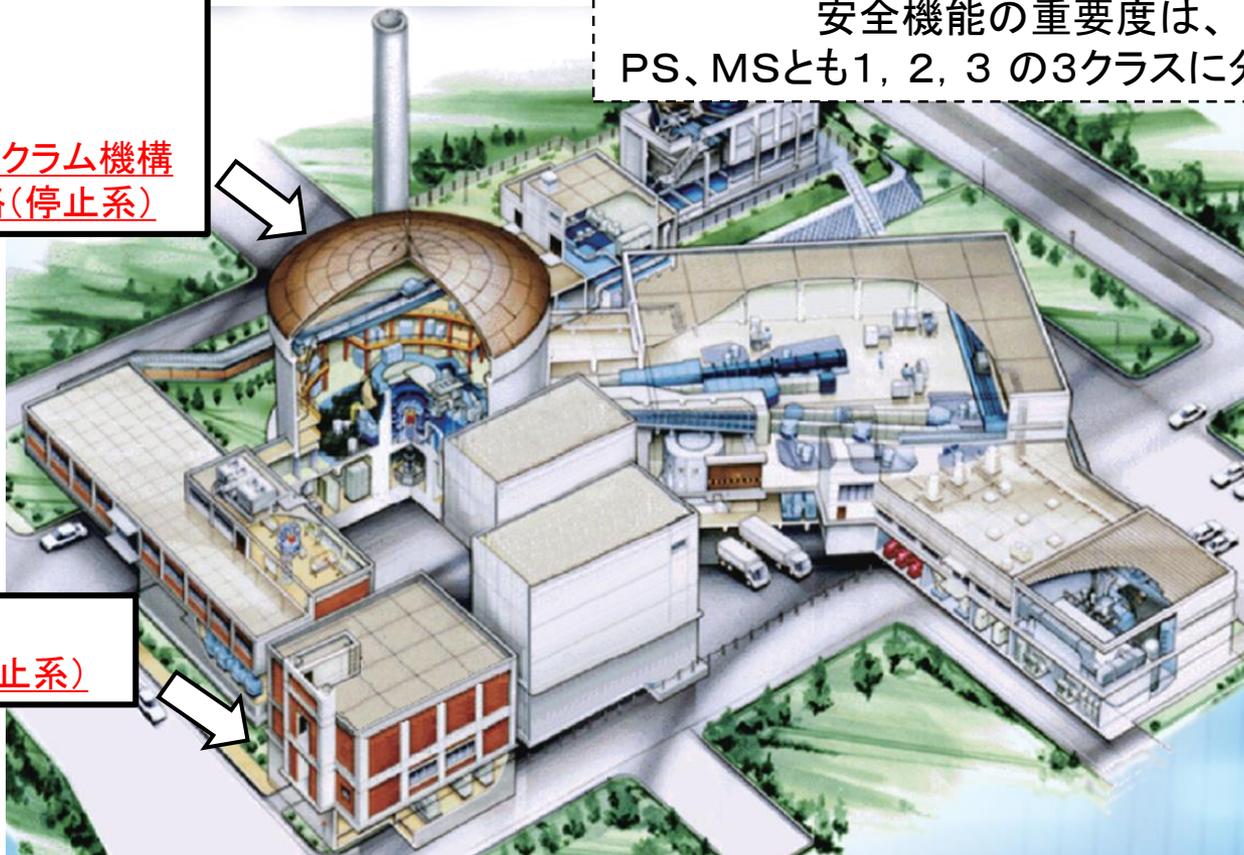
【MS-1】

- ・制御棒及びスクラム機構
- ・安全保護回路(停止系)

原子炉制御棟

【MS-1】

- ・安全保護回路(停止系)



➤ 安全機能の重要度クラス1(MS-1)の設備・機器は、原子炉建家及び原子炉制御棟内に設置

新規制基準を踏まえた主な対応

【JRR-3は高出力炉に分類】

〔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	多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)の拡大防止	
	内部溢水に対する考慮	内部溢水に対する考慮	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)	自然災害に対する考慮* (火山、竜巻、森林火災等)	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	火災に対する考慮*	火災に対する考慮*
	電源の信頼性	電源の信頼性	電源の信頼性
	その他の設備の性能	その他の設備の性能	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)	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)	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(平成28年6月15日原子力規制庁)」

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 ・<u>新たに策定した「基準地震動」に基づく耐震評価を実施</u> ・<u>耐震Bクラス及びCクラスの耐震Sクラスの施設への波及的影響の評価を実施</u> 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>波及的影響の観点から建家・排気筒の耐震補強工事を実施</u>^{注1} ・H19年の建築基準法を踏まえた補強工事を実施 	P.22 ～29
津波対策	過去の津波(十勝沖地震の5m)を考慮	新たに策定した大きな影響を及ぼす津波(基準津波)に対して安全機能を損なわないように設計	追加工事なし(JRR-3原子炉建家の標高T.P.約19m)	P.30 ～32
竜巻	<u>追加された要求事項</u>	<u>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)</u> に対して安全機能を損なわないように設計	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>竜巻飛来物の飛来防止対策を規定化</u> ・<u>竜巻により施設に影響を及ぼすおそれがある場合の原子炉停止を規定化</u> 	P.35 ～36
火山	<u>追加された要求事項</u>	<u>想定される火山事象(極微量の火山灰)</u> に対して安全機能を損なわないように設計	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>万一の降灰に備えて、原子炉停止及び火山灰除去を規定化</u> ・<u>除灰作業に必要な資機材を整備</u> 	P.37 ～39

注1: 設工認、使用前(事業者)検査の対象の追加工事あり。

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
森林火災	<u>追加された要求事項</u>	<u>森林火災の熱影響</u> に対して安全機能を損なわないように設計	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>樹木の管理</u>を規定化 ・<u>森林火災により施設に影響を及ぼすおそれがある場合の原子炉停止</u>を規定化 ・<u>消防車を1台追加</u>^{注2} 	P.40
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落雷に対して安全機能を損なわないように設計 	<u>雷サージから制御回路を守るために避雷器を設置</u> ^{注2}	—
生物学的事象	<u>追加された要求事項</u>	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	P.75
航空機落下	防護設計の要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	同左(最新のデータに基づき評価: 6.1×10^{-8} 回/炉・年)	追加工事なし	—
近隣工場等の火災	<u>追加された要求事項</u>	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	—

注2: 自主的な安全対策として実施したものの。

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
有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害	<u>追加された要求事項</u>	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 ^{注2}	物的障壁を設置	・同左(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を実施)	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3方策を適切に組み合わせて設計	・ <u>内部火災</u> に対して安全機能を損なわないように設計	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>建家貫通部のケーブルの物理的分離を実施^{注1}</u> ・<u>施設内において火災発生を確認したときは、原子炉停止を規定化</u> ・<u>可燃物の持ち込み制限</u>について規定化 	P.41 ~42
内部溢水	<u>追加された要求事項</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>内部溢水</u>に対して安全機能を損なわないように設計 ・内部溢水が管理区域外に漏えいしない設計であることを確認 	<ul style="list-style-type: none"> ・<u>1次冷却材補助ポンプの被水対策設備を設置^{注1}</u> ・<u>運転中の溢水の発生の有無の確認</u>を規定化 	P.43
誤操作防止	インターロックの設置	同左	追加工事なし	—
安全避難通路	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、誘導灯等が設置されていることを確認、一部新規設置	<u>避難用照明を追加^{注1}</u>	—

注1: 設工認、使用前(事業者)検査の対象の追加工事あり。

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	発電炉の指針を参考に重要度分類を実施	重要度に応じて信頼性を確保する設計であること確認	追加工事なし	P.12 ～13
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.46 ～47
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	原子炉停止回路に係るケーブルを2重化	<u>火災発生時を考慮したケーブル分離</u> (ケーブルトレイ、電線管等)となっていることを確認、一部新規設置	<u>建家貫通部のケーブルの物理的分離を実施^{注1}</u>	P.41
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	<u>液体廃棄物の漏えいを早期に検知できる機能を追加</u>	<u>漏えい検知器の設置^{注1}</u>	—
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 ・原子炉建家及び実験利用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(事業者)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(漏えい防止、施設内の換気、遮へい等の対策)	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	P.44
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	P.44
炉心	燃料の許容設計限界を超えないよう設計	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	—

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
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系、重水ダンプ系で構成する	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	<ul style="list-style-type: none"> ・同左 ・モニタリングポストの信号伝達系の多様化及び非常用電源の設置 	<u>モニタリングポストについて別系統の情報伝達手段を追加及び非常用電源を整備^{注1}</u>	—
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止	<u>追加された要求事項</u>	<u>敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えるおそれがある事故の拡大防止対策を実施</u>	<ul style="list-style-type: none"> ・停止機能の喪失した場合に備えて<u>負の反応度効果を有するホウ酸の準備を追加</u> ・原子炉プール水を喪失した場合に備えて<u>原子炉建家の内部及び外部からの給水設備を整備^{注1}</u> ・<u>資機材の準備、教育訓練の実施、事故に関する措置を規定化</u> 	P.48 ~54

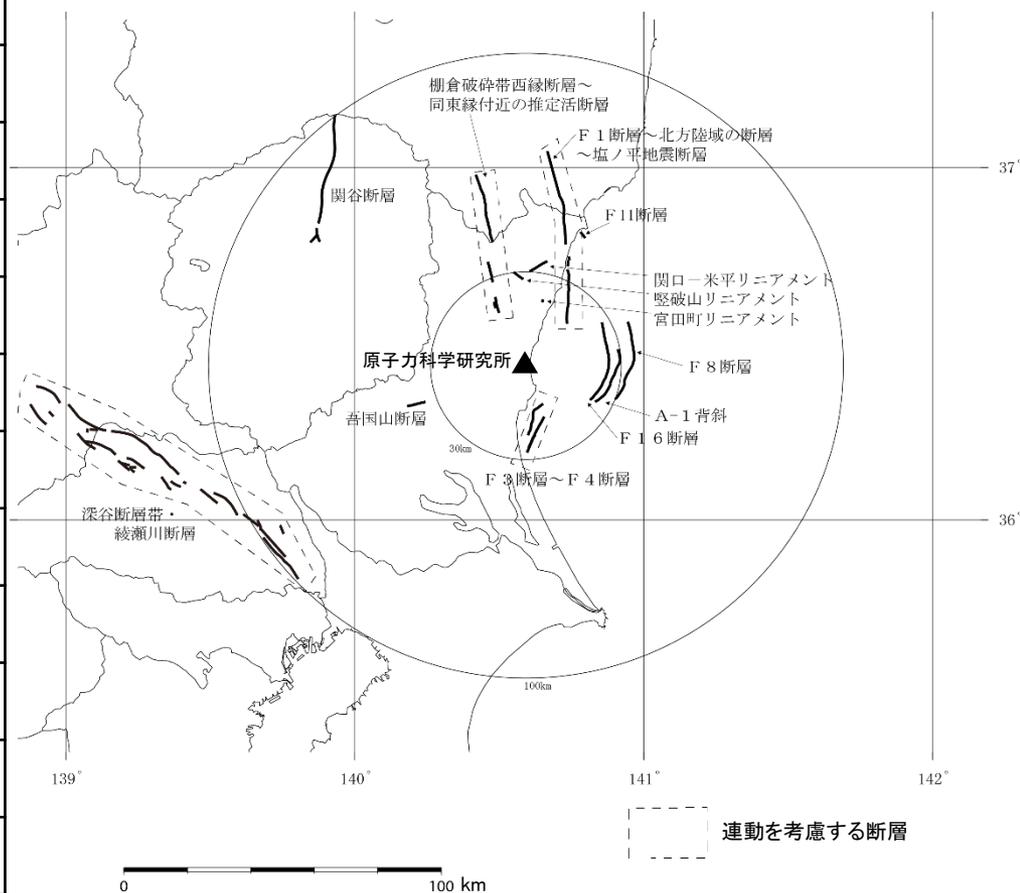
注1: 設工認、使用前(事業者)検査の対象の追加工事あり。

敷地周辺における震源として考慮する活断層

断層名	長さ (km)	地震規模 M	等価震源距離 (km)
関谷断層	40	7.5	92
深谷断層帯・綾瀬川断層	103	8.2	127
関ロ-米平リニアメント	6	6.8 [※]	29
豎破山リニアメント	4	6.8 [※]	26
宮田町リニアメント	1	6.8 [※]	22
吾国山断層	6	6.8 [※]	37
F8断層	26	7.2	26
F11断層	5	6.8 [※]	39
F16断層	26	7.2	30
A-1背斜	19	7.0	22
棚倉破碎帯西縁断層～同東縁付近の推定活断層	42	7.5	37
F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層	58	7.8	33
F3断層～F4断層	17	6.9	19

※ 長さの短い断層については地震規模をM6.8として評価

JRR-3の基準地震動は、茨城県原子力安全対策委員会（令和2年7月22日実施）においてご審議頂いた東海再処理施設の廃止措置計画用設計地震動と同じものである。



対象断層位置図

◆ 検討用地震の選定

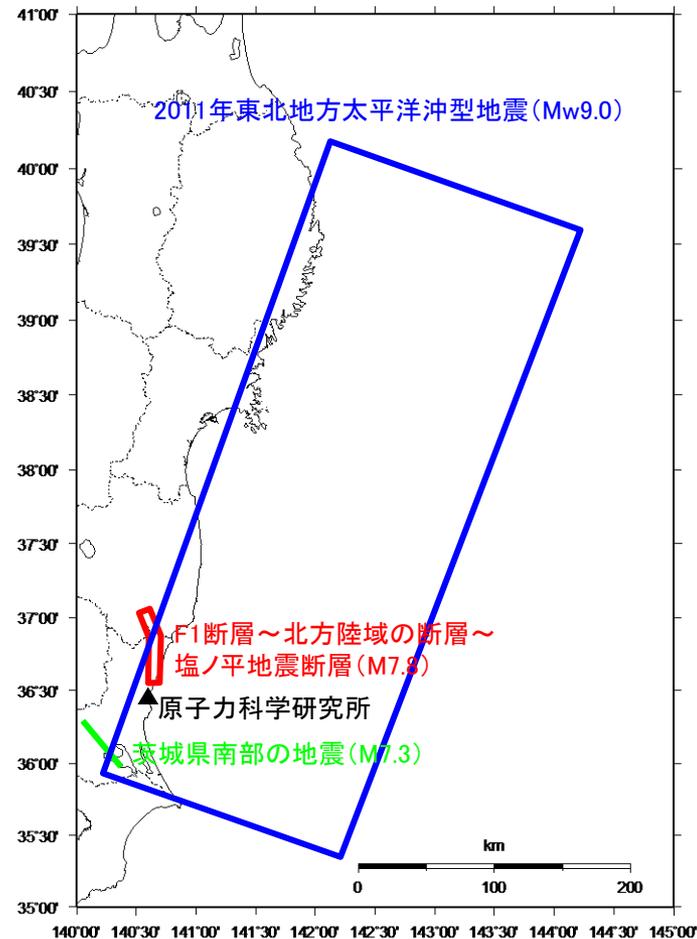
活断層調査結果や地震発生状況等を考慮し、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、検討用地震を下記のとおり選定した。

地震発生様式	検討用地震
内陸地殻内地震	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層 (M7.8)
プレート間地震	2011年東北地方太平洋沖型地震 (Mw9.0)*
海洋プレート内地震	茨城県南部の地震 (M7.3)

* 「津波評価」で設定した2011年東北地方太平洋沖地震を踏まえた想定震源による地震動の影響は、2011年東北地方太平洋沖型地震の影響を上回るものではない。

◆ 震源を特定せず策定する地震動

震源を事前に特定できない地震に関する既往の知見である加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル、及び、審査ガイドに記載される16地震を再整理し、信頼性のある基盤地震動が評価されている2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動を設定した。
 なお、設定した地震動は、基準地震動S_s-Dに包絡される。



検討用地震の断層位置図

基準地震動については、今後も原子力規制委員会からの追加の要求を含め、最新知見を反映した見直しを必要に応じて行う。

◆ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

■ 震源を特定せず策定する地震動

プレート間地震

【検討用地震の選定】

2011年東北地方太平洋沖型地震 (Mw9.0)

【基本震源モデルの設定】

強震動予測レシピに基づく震源モデル (Mw9.0)

主な特徴

- ・既往最大である2011年東北地方太平洋沖地震と同様のMw9.0を想定している。
- ・巨大プレート間地震に対して適用性を確認した強震動予測レシピに基づきパラメータを設定している。
- ・基本震源モデルによる評価結果は、東北地方太平洋沖地震における敷地観測記録と良く対応していることを確認している。

【不確かさの考慮】

- ・SMGA位置の不確かさ (過去に発生した地震の位置→敷地最短)
- ・短周期レベルの不確かさ (宮城県沖で発生する地震の短周期励起特性を概ねカバーするレベルとして基本震源モデルの1.5倍を考慮)
- ・SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳

海洋プレート内地震

【検討用地震の選定】

中央防災会議 茨城県南部の地震 (Mw7.3)

【基本震源モデルの設定】

中央防災会議(2013)等の各種知見に基づく震源モデル (Mw7.3)

主な特徴

- ・想定の基本になった中央防災会議(2013)は、フィリピン海プレートに関する最新知見を踏まえたものであり、1855年安政江戸地震の再現モデル(応力降下量52MPa)に2割程度保守性を考慮(応力降下量62MPa)している。
- ・フィリピン海プレートの厚さが20km以上となる領域のうち、敷地に近い位置に想定している。

【不確かさの考慮】

- ・断層傾斜角の不確かさ (90度→敷地に向く角度+すべりの方向)
- ・アスペリティ位置の不確かさ (海洋マントル上端→海洋地殻上端)
- ・応力降下量の不確かさ (62MPa→77MPa)
- ・地震規模の不確かさ (Mw7.3→Mw7.4)

内陸地殻内地震

【検討用地震の選定】

F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震 (M7.8)

【基本震源モデルの設定】

地質調査結果や強震動予測レシピに基づく震源モデル (M7.8)

主な特徴

- ・2011年福島県浜通りの地震の知見から、地震発生層の上端深さを3kmと設定している。下端深さについては保守的に18kmとし、断層幅をより厚く想定している。
- ・断層傾斜角については、F1断層における音波探査結果や2011年福島県浜通りの地震の震源インバージョンモデルでの傾斜角を参考に西傾斜60度としている。
- ・断層全長約58kmを南部と北部に区分けする際、リニアメントが判読されない区間をF1断層側に含め、これらを合わせて一つの区間とすることで敷地に近い南部区間に配置するアスペリティの地震モーメントや短周期レベルを大きくし、安全側の設定としている。

【不確かさの考慮】

- ・短周期レベルの不確かさ (2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえ基本震源モデルの1.5倍を考慮)
- ・断層傾斜角の不確かさ (2011年福島県浜通りの地震の震源域での余震分布の形状を考慮し、傾斜角45度を考慮)
- ・アスペリティ位置の不確かさ (端部1マス離隔あり→端部1マス離隔なし)

既往の知見

震源を事前に特定できない地震に関する既往の知見である加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル

審査ガイド例示16地震

信頼性のある基盤地震動の検討結果を踏まえ2004年北海道留萌支庁南部地震を考慮

2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動を設定

◆ 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動

■ 震源を特定せず策定する地震動

プレート間地震

【応答スペクトル手法】

敷地における2011年東北地方太平洋沖地震の解放基盤波を包絡し、断層モデル手法の評価結果を補完した応答スペクトルを設定

【断層モデル手法】

経験的グリーン関数法による評価

海洋プレート内地震

【応答スペクトル手法】

Noda et al.(2002)による手法に補正係数を考慮

【断層モデル手法】

統計的グリーン関数法による評価

内陸地殻内地震

【応答スペクトル手法】

Noda et al.(2002)による手法に補正係数を考慮

【断層モデル手法】

経験的グリーン関数法による評価

加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトル及び2004年北海道留萌支庁南部地震の検討結果に保守性を考慮した地震動が、基準地震動 S_s-D に包絡されることを確認

応答スペクトル手法による基準地震動

- ・応答スペクトル手法によるプレート間地震、海洋プレート内地震、内陸地殻内地震の地震動評価結果をすべて包絡するよう S_s-D を策定
- ・模擬地震波の作成においてはプレート間地震である2011年東北地方太平洋沖型地震を考慮した振幅包絡線を作成し、継続時間をより長く設定

断層モデル手法による基準地震動

断層モデル手法によるプレート間地震、海洋プレート内地震、内陸地殻内地震の地震動評価結果のうち、一部周期帯で基準地震動 S_s-D を上回るケースを選定

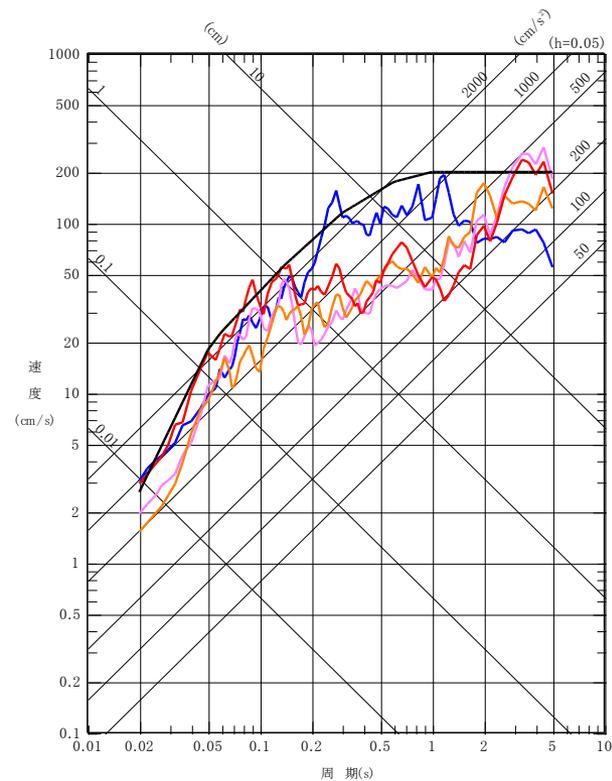
◆ 基準地震動 S_s の策定

S_s-D 応答スペクトル手法による基準地震動

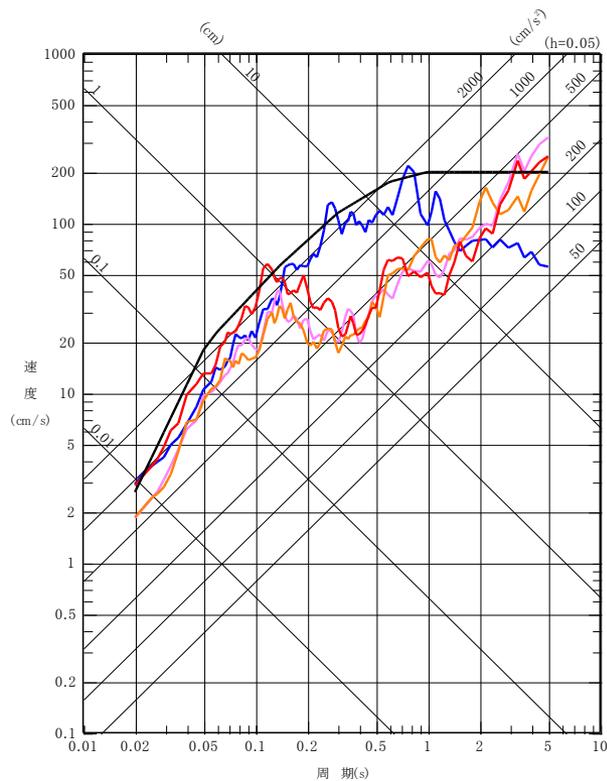
- S_s-1 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(M7.8)(短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)
- S_s-2 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(M7.8)(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点2)
- S_s-3 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(M7.8)(断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点3)
- S_s-4 2011年東北地方太平洋沖型地震(Mw9.0)(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)

◆ 基準地震動Ssの応答スペクトル

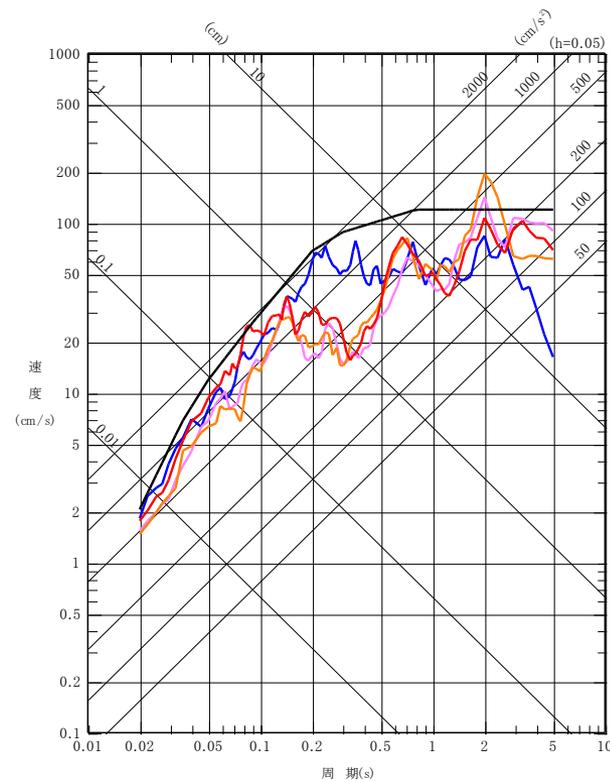
- Ss-D 応答スペクトル手法による基準地震動
- Ss-1 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-2 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)
- Ss-3 F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震(断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点3)
- Ss-4 2011年東北地方太平洋沖型地震(SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)



NS成分

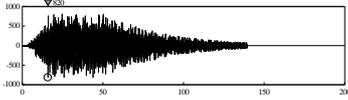
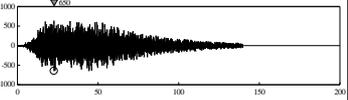
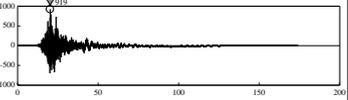
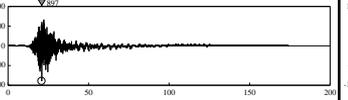
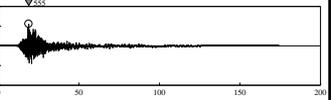
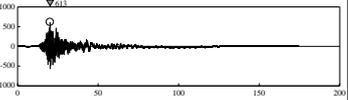
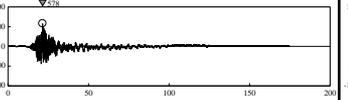
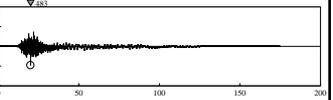
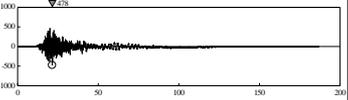
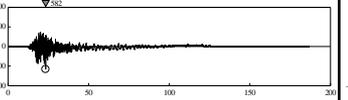
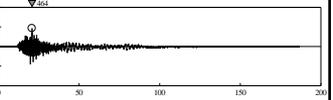
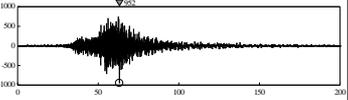
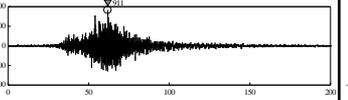
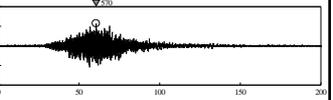


EW成分



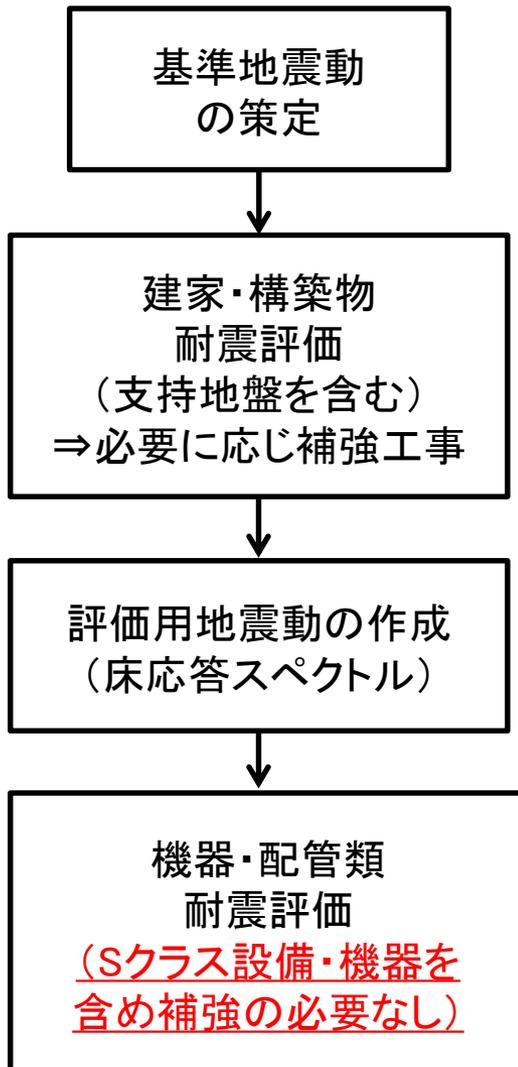
UD成分

◆ 基準地震動S_Sの最大加速度の一覧

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)		
		NS成分	EW成分	UD成分
S _S -D	応答スペクトル手法による基準地震動	820 		650 
S _S -1	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震 (短周期レベルの不確かさ, 破壊開始点2)	919 	897 	555 
S _S -2	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点2)	613 	578 	483 
S _S -3	F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ, 破壊開始点3)	478 	582 	464 
S _S -4	2011年東北地方太平洋沖型地震 (SMGA位置と短周期レベルの不確かさの重畳)	952 	911 	570 

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

耐震評価の流れ



➤ 基準地震動の策定

- 従来に比べて2倍以上の加速度を想定

変更前: 386cm/s^2

変更後: 952cm/s^2 (断層の連動等を考慮)

➤ 建家の耐震補強工事

○原子炉建家

- Sクラス設備・機器への上位波及を考慮して原子炉建家屋根の補強工事を実施

○周辺建家

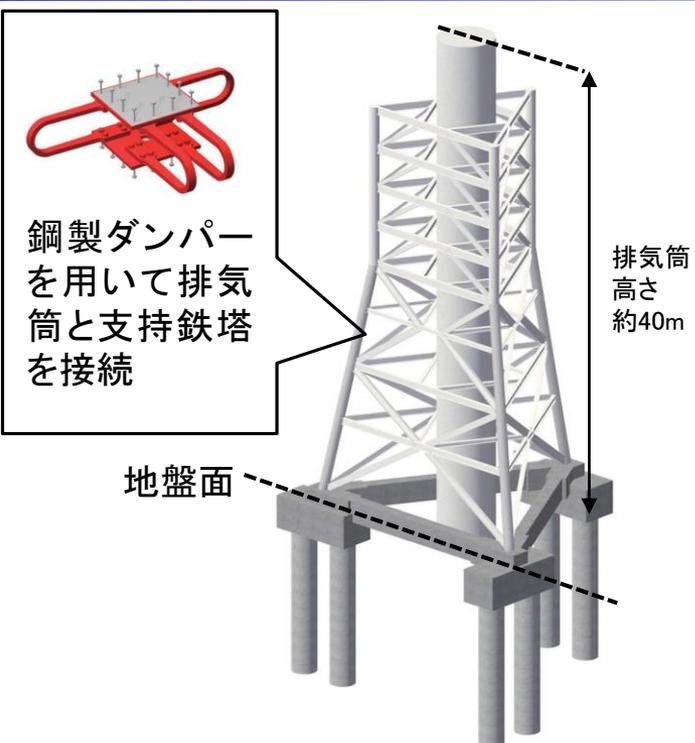
- 原子炉建家への上位波及を考慮して補強工事を実施

【対象建家】使用済燃料貯槽室、燃料管理棟、
実験利用棟、排気筒

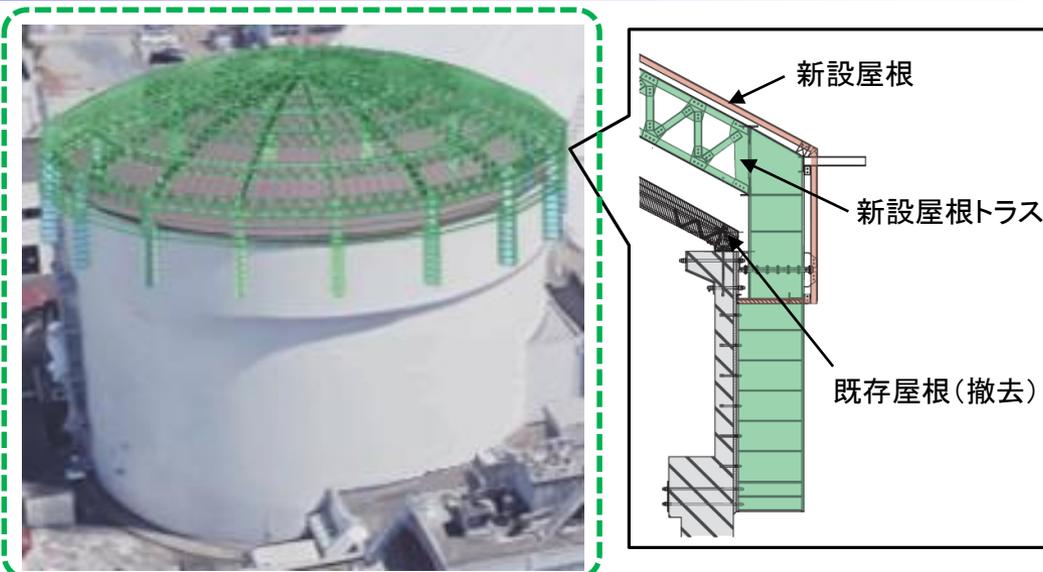
- 建築基準法に基づく補強工事も合わせて実施

【対象建家】使用済燃料貯槽室、燃料管理棟、

実験利用棟、原子炉制御棟、コンプレッサ棟、
冷却塔、排気筒

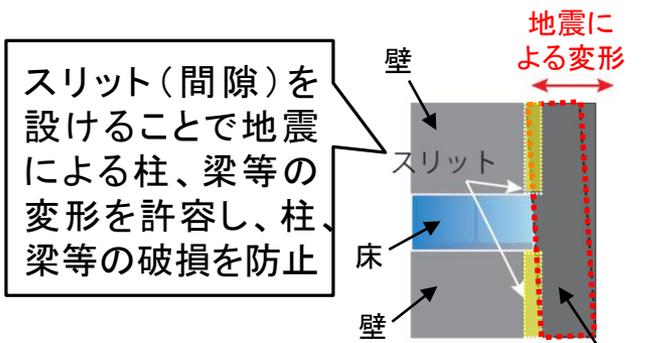


排気筒の支持鉄塔のイメージ



原子炉建家の補強イメージ

各建家の耐震補強工事



スリット追加のイメージ(立面図)

建家名称	耐震補強内容
原子炉建家	・新しい屋根の設置
燃料管理施設 使用済燃料貯槽室	・地下部連結(基礎の補強) ・地上部補強(増打壁の設置)
実験利用棟	・地下部補強(基礎の補強) ・地上部補強(開口閉塞、増打壁の設置)
排気筒	・支持鉄塔の設置
原子炉制御棟	・地上部補強(スリット追加)
冷却塔	・地上部補強(新設壁・増打壁の設置)

- 試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈第5条を踏まえて津波評価を実施した。
- 津波評価結果を用いて、津波が対象施設に与える影響を検討した結果、対象施設の立地は津波の遡上に対して余裕があり、津波が到達しないことを確認した。
- 施設の立地上の余裕に対し、港湾構造物の有無の影響や潮位のばらつき、高潮の影響等を考慮しても、対象施設へ津波が到達しないことを確認した。
- 以上より、対象施設に津波による影響はないことを確認した。

◆ 津波の発生要因の選定

【地震に起因する津波の評価】

【地震以外に起因する津波の評価】

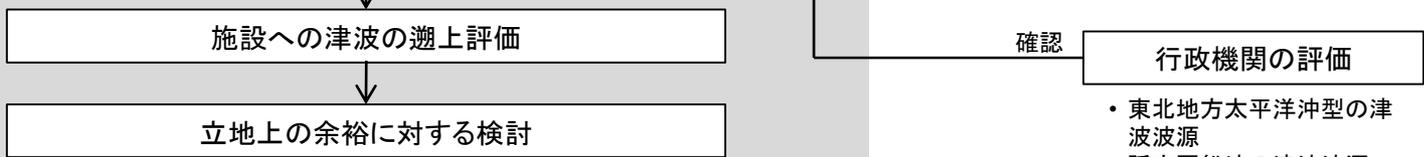
◆ 津波波源の設定

プレート間地震	海洋プレート内地震	海域の活断層による地殻内地震	陸上及び海底での地すべり、斜面崩壊	火山現象
<p>文献調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 東北地方太平洋沖型の津波波源 茨城県沖に想定する津波波源 	<p>文献調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 三陸沖北部から房総沖の海溝寄りに想定する正断層型の津波波源 	<p>文献調査 地球物理学的調査等</p> <p>敷地前面海域の活断層に想定する津波波源</p> <ul style="list-style-type: none"> F1断層～北方陸域の断層～塩ノ平地震断層の同時活動 F3断層～F4断層の同時活動 F8断層 F11断層 F16断層 	<p>文献調査 変動地形学的調査等</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地周辺に地すべり地形及び斜面崩壊の可能性のある地形は認められない ハワイ付近の海底地すべりの影響は小さい 	<p>文献調査</p> <ul style="list-style-type: none"> 敷地周辺に火山は認められない 海底火山(ブチスポット)の影響は小さい

◆ 津波評価

波源モデルの設定	波源モデルの設定	波源モデルの設定	敷地への影響はない
数値計算	数値計算	簡易式	
津波高さ	津波高さ	推定津波高	

◆ 津波の到達可能性の評価



施設の立地上、遡上した津波が施設に到達しないことから、津波に対する設計は考慮する必要がない。

JRR-3原子炉施設のうち、Sクラスに属する施設を有する原子炉建家は、T.P.+19mに設置しており、津波による影響はない。

● 評価概要

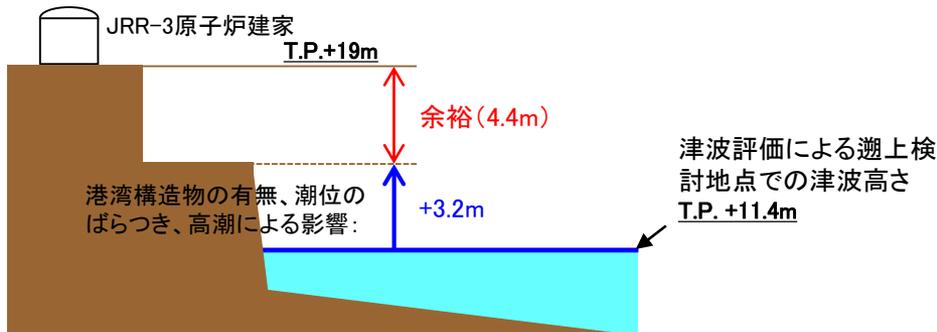
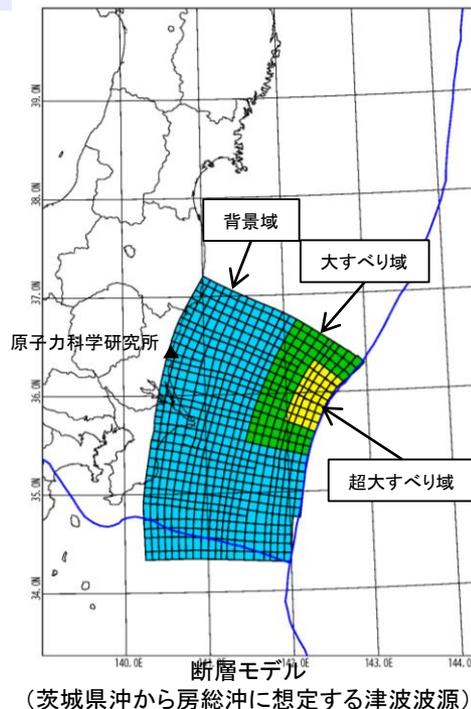
- ・Sクラス施設を内包するJRR-3原子炉建家は、標高約19mの台地(海岸から約700m付近)に設置されている。
- ・海水の取水設備を必要としないことから津波の遡上検討のみ評価を行う。
- ・津波評価は、施設の立地的特徴を踏まえて、標高19mへの津波の遡上について検討した。また遡上評価により確認される立地上の余裕に対し、さらなる影響検討を行い、施設への津波の到達可能性を検討した。

● 津波評価

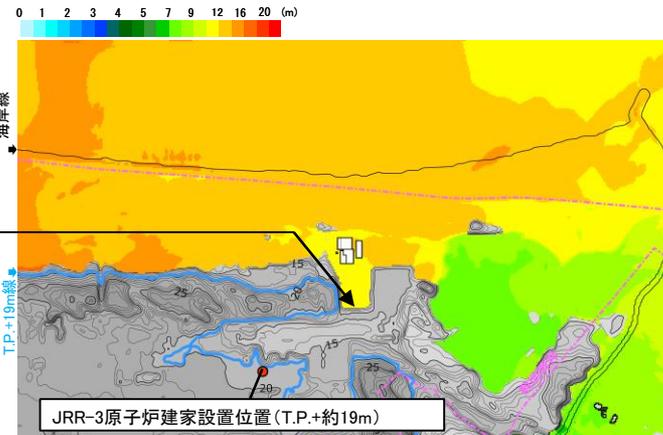
- ・敷地に最も影響を与える地震津波はプレート間地震による津波であり、津波波源として「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源(Mw8.7)」を選定した。
- ・津波評価の結果、遡上検討位置での津波高さはT.P.+11.4mとなった。

● 立地上の余裕に対する検討

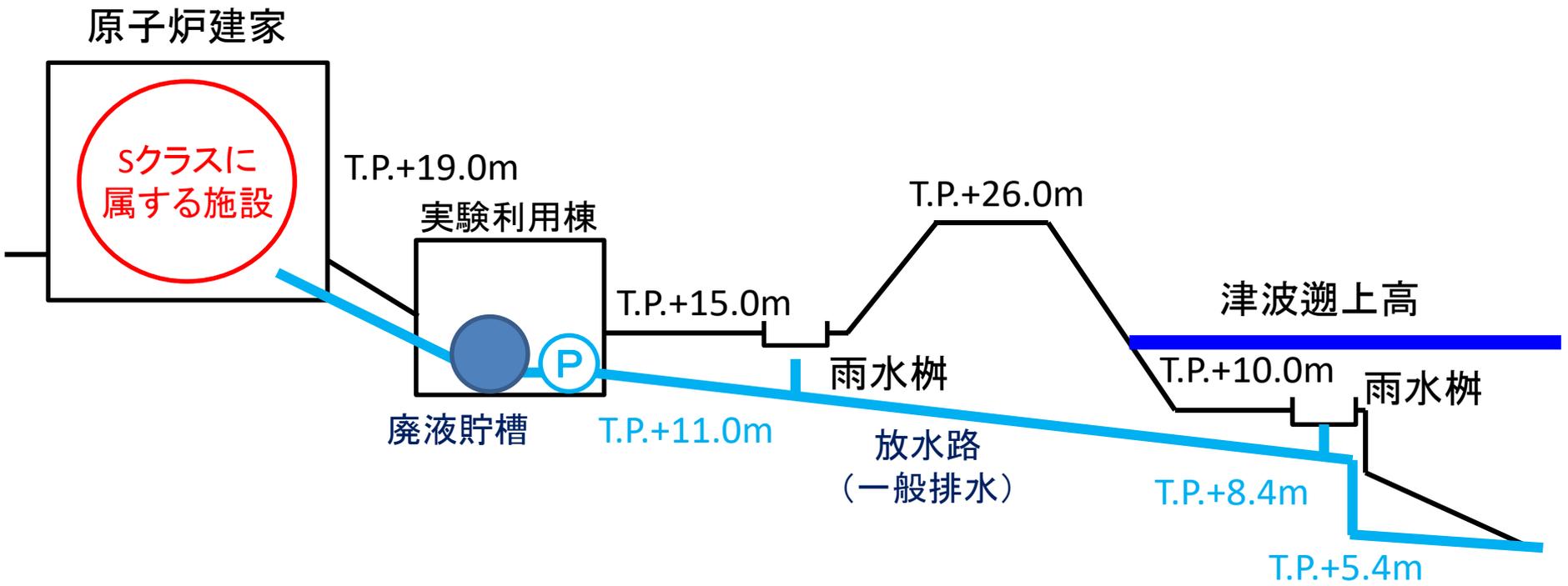
- ・港湾部(茨城県日立港区及び茨城港常陸那珂港区)の防波堤の効果がない場合、潮位のばらつき及び高潮等の影響を評価し、施設への津波の到達可能性を検討した。
- ・水位に与える影響として+3.2mを加算しても、原子炉建家に津波は到達しないことを確認した。



使用済燃料貯蔵施設(北地区)は、L2津波(茨城沿岸津波対策検討委員会が設定)により浸水が想定されている。使用済燃料貯蔵施設(北地区)が浸水したとしても、使用済燃料は密封容器に封入されているため、必要な安全機能が損なわれることはない。



津波高さ分布図
(プレート間地震:茨城県沖から房総沖に想定する津波波源)



◆ 排水ラインからの遡上の可能性

- 原子炉建家 (T.P.+19.0m) と廃液貯槽 (T.P.+11.0m) の設置位置には8mの高低差がある。
- 各施設周辺に設置された雨水升は放水路に接続されている。
- 万一、津波が流入した場合でも、雨水柵から水が溢れ出て原子炉建家に遡上することはない。

- JRR-3における「安全上重要な施設(※1)」の有無及びグレーデッドアプローチの適用(※2)を判断するため、竜巻及び火山事象に起因して、JRR-3から放出した放射性物質等による一般公衆への影響について評価を実施
- 大規模な竜巻及び火山事象に対して、閉じ込め機能の喪失(燃料要素の機械的破損)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、「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評価により確認

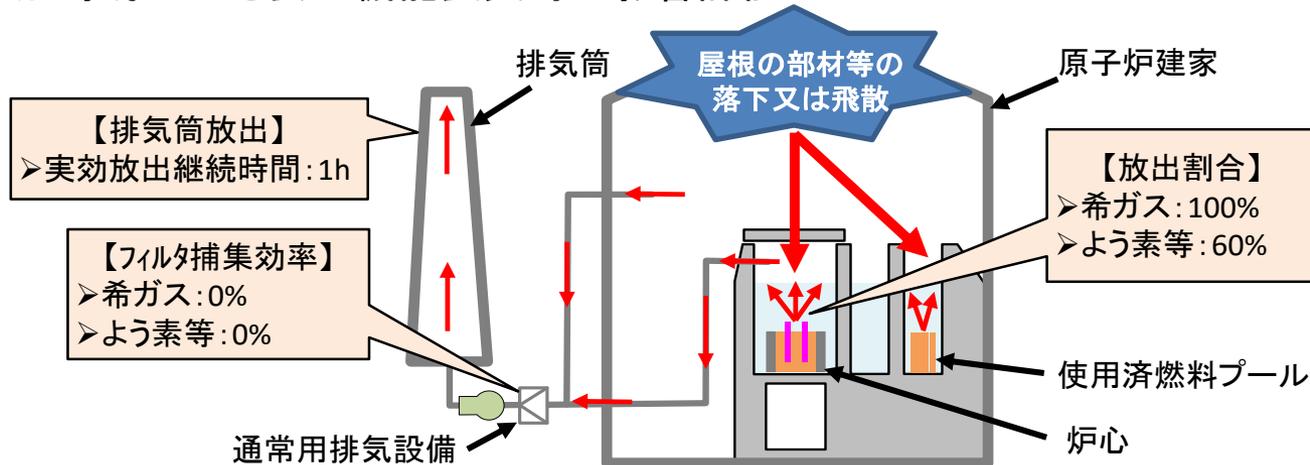


JRR-3の竜巻及び火山事象については、グレーデッドアプローチを適用し、公衆に対する放射線影響が5mSvを超えない試験研究用等原子炉施設(耐震B、Cクラスの原子炉施設)と同等の事象想定とする。

※1「使用施設等の新規制基準における「安全上重要な施設」の選定の考え方について(平成27年8月19日原子力規制庁)」及び「試験研究用等原子炉施設への新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(平成28年6月15日原子力規制庁)」を参考に、機器の機能喪失により公衆が被ばくする線量の評価値が、発生事故当たり5mSvを超えるものを安全上重要な施設とする。

※2「核燃料施設等における竜巻・外部火災の影響による損傷の防止に関する影響評価に係る審査ガイド(平成28年11月30日原子力規制委員会)」及び「耐震Sクラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について(平成29年7月12日原子力規制庁)」を参考に、耐震Sクラスを有する施設であっても、その施設の特徴を考慮して、竜巻及び火山事象による安全機能の喪失やその公衆への被ばく影響評価を適切に実施した上で、5mSvを超えないと判断できる施設にあっては、敷地及びその周辺における過去の記録を勘案し、適切に設定された竜巻や火山事象を想定して、安全機能が維持されることを確認する。

◆ 竜巻及び火山事象による安全機能喪失時の影響評価



		炉心の燃料	使用済燃料プールの燃料
事故シナリオ		<ul style="list-style-type: none"> ➢ 敷地で観測される最大層厚の火山灰(40cm)を仮定し、この影響により原子炉建家屋根の部材の落下を想定 ➢ F3クラス(最大風速92m/s)の竜巻により生じた飛来物を仮定し、この影響により原子炉建家壁面の剥離物の飛散を想定 ➢ 事象発生後、時間的余裕をもって原子炉を停止することができるため、燃料の機械的破損を想定 	
評価条件		<ul style="list-style-type: none"> ➢ 最高燃焼度60%(設置許可の値)相当燃焼した燃料全数(32体)が運転直後(冷却期間なし)に損傷 ➢ 破損した燃料は燃料板あたり水平方向に10分割される 	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 最高燃焼度60%(設置許可の値)相当燃焼した燃料(32体)が運転停止後2日経過後に、残りの98体(最大貯蔵量)がその5週間前に取り出されて損傷 ➢ 破損した燃料は燃料板あたり水平方向に10分割される
線量評価	小児内部被ばく実効線量	7.1×10^{-2} mSv	4.4×10^{-2} mSv
	γ線による外部被ばく実効線量	3.6×10^{-1} mSv	2.6×10^{-3} mSv
	合計	4.3×10^{-1} mSv	4.7×10^{-2} mSv

公衆に対する影響が5mSvと比べて十分に低いことから、**竜巻及び火山事象の影響についてはグレーデッドアプローチを適用し、BCクラスの原子炉施設と同等なハザードを設定する。**

- 竜巻の接近のおそれがある場合(気象庁の竜巻発生確度ナウキャスト「発生確度2」)、原子炉を停止する。
- JRR-3原子炉施設周辺(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(電源喪失等)の発生を考慮し、施設の安全機能を喪失しないよう飛来物の飛来防止対策を行う。

想定飛来物(配電盤)に対する各建家の構造健全性評価結果

建家名称	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
原子炉建家円筒壁	400mm	50mm	139mm	無	無
使用済燃料貯槽室	150mm	50mm	139mm	無	無
燃料管理施設	275mm	50mm	139mm	無	無
使用済燃料貯蔵施設	250mm	50mm	139mm	無	無
実験利用棟	200mm	50mm	139mm	無	無
原子炉制御棟	300mm	50mm	139mm	無	無
冷却塔ポンプ室	180mm	50mm	139mm	無	無
排気筒	295mm	50mm	139mm	無	無

施設周辺の調査により確認された飛来物となり得る物について、寸法、重量、形状等による分類を行い、飛来防止対策の可否、運動エネルギー等を考慮し代表となる飛来物を選定した。そのなかで、衝突時の衝撃荷重が最大となる配電盤(重量:60kg、寸法:(長さ)0.7m×(幅)0.4m×(高さ)1.4m)の結果を示す。

台風の風圧力による評価は建築基準法に基づき実施しており、原子力科学研究所では、風速30m/sを考慮している。本評価は、竜巻(最大風速49m/s)の評価結果に包絡される。



配電盤



自転車



空調室外機

JRR-3原子炉施設周辺の浮上する飛来物(評価は配電盤に包絡)

飛来防止対策として、固縛措置については、アンカー等を施工するための強度評価が必要となること、飛来物を設置している環境(固縛措置が困難)等を考慮し、重量化することとしている。なお、重量化対策については、評価を行い、飛来しない重量を算出する。

以下を保安規定に規定化

(飛来物の管理)

- 竜巻(藤田スケールF1、最大風速49m/s)による飛来によって影響を及ぼすおそれがある物体に対し、飛来防止対策として浮上しない重量にするための措置を講じる。
- 飛来防止対策の実施状況について、年1回以上巡視する。

(原子炉の停止)

- 竜巻がJRR-3原子炉施設に影響を及ぼすおそれがあると認められた場合は、原子炉を停止する。

保安規定の記載に加え、以下を下部規定に規定化し、物品を設置する都度、飛来の評価・対策を実施

(飛来物の管理)

- 今後、施設の構造健全性に影響を及ぼすおそれがあるものを施設周辺に設置する場合には、浮上の有無、施設への影響を評価し、影響を及ぼすおそれがあるものについては、飛来防止対策を講ずる。

◆ 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(約258万年前迄)火山が位置する。
- 完新世(約1万年前迄)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。

火山の分布、降下火砕物の分布についてはP.72~74を参照

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	なんたいい-によほう 男体・女峰火山群	105
4	にっこうしらねやま 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	ばんだいきん 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

JRR-3原子炉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。

以下を保安規定に規定化

(原子炉停止)

- 噴火により敷地への降灰を確認した場合、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、JRR-3原子炉施設屋上の許容堆積荷重を超えないように除灰作業を実施する。

各建家屋根の許容堆積荷重の算出

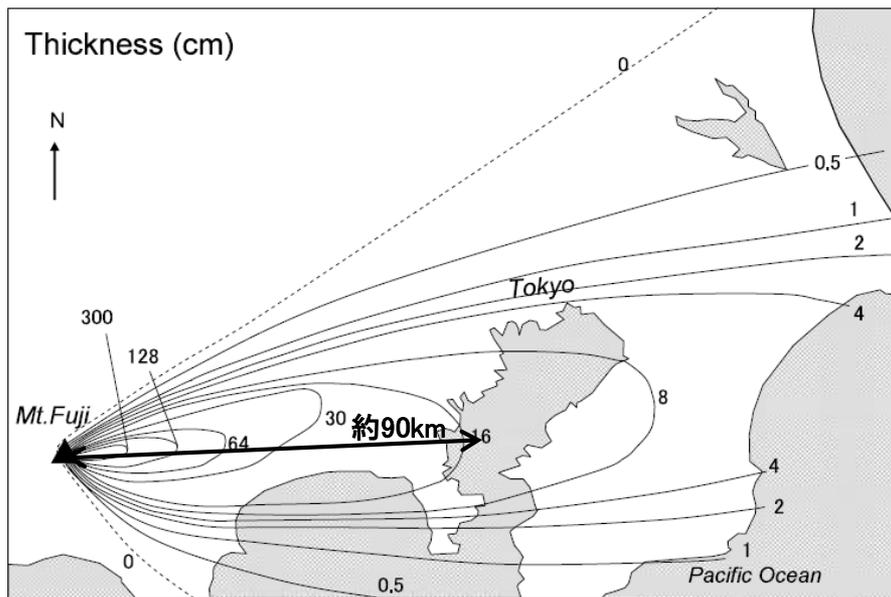
評価対象	許容堆積荷重
原子炉施設(屋根)	3,672N/m ² (降下火砕物 約25cm相当)*
使用済燃料貯槽室(屋上)	2,685 N/m ² (降下火砕物 約22cm相当)
燃料管理施設(屋上)	5,194N/m ² (降下火砕物 約44cm相当)
使用済燃料貯蔵施設(屋上)	4,165 N/m ² (降下火砕物 約35cm相当)
実験利用棟(屋上)	2,303N/m ² (降下火砕物 約19cm相当)



除灰作業員の装備
(ヘルメット、ゴーグル、マスク等)

* : 耐震補強後の許容積算荷重(補強前: 784 N/m²(降下火砕物 約6cm相当))

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(1707年)の降灰量(火山からの距離は、敷地から最寄りの高原山(約90km)を想定)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。



宝永噴火のテフラ分布*(一部加筆)

富士山の宝永噴火から評価された火口より直線距離約90kmの地域に16日間(宝永噴火の継続日数)で8~16cmの火山灰が確認されている。

⇒降灰量の総量を16cm、そのうち初日の降灰量を8cmと想定

➤ 森林火災によるJRR-3原子炉施設の建家等の表面温度が、許容温度(コンクリート:200°C)以下であり、施設の安全性に影響のないことを確認。

• 森林火災の発生は、事業所内にいる職員等により検知する。JRR-3は、敷地境界から300m以上離れていることから、火災がJRR-3周辺に到達するまでに十分な時間的余裕がある。

森林火災影響評価結果

発火点の位置	ケース①	ケース②
森林の位置	JRR-3西側	JRR-3東側
評価建家	原子炉制御棟	冷却塔
外壁面温度	92°C	118°C

※南方から延焼した場合は、ケース①と同じ結果となる。

以下を保安規定に規定化

(樹木の管理)

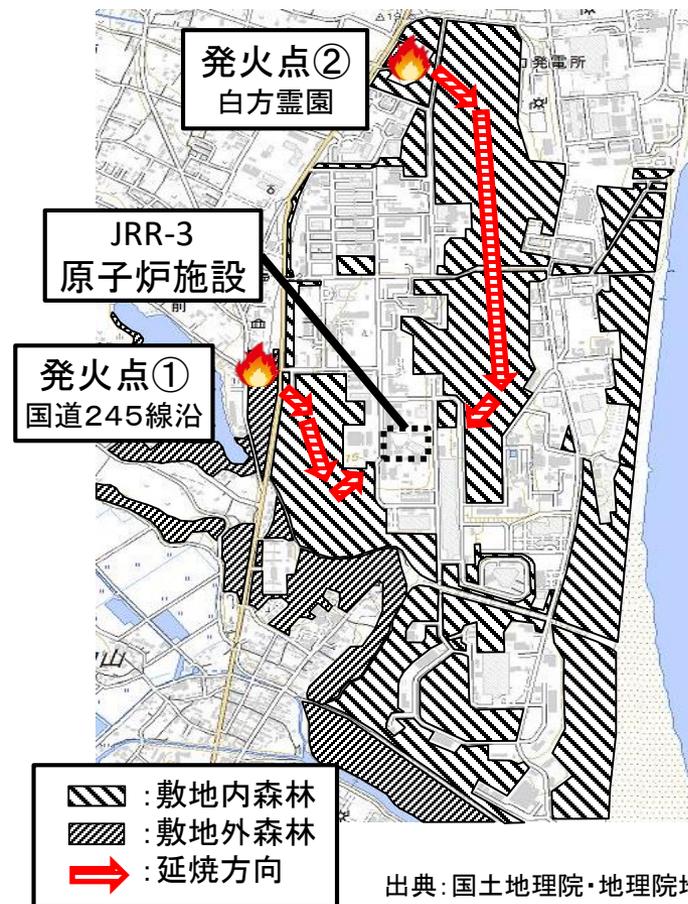
➤ 今後、森林が隣接している施設については、評価で用いた離隔距離を考慮した範囲を定め、**樹木の管理**を実施する。

(原子炉の停止)

➤ JRR-3原子炉施設において森林火災又は爆発が発生した場合は、原子炉を停止する。

(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、消火活動を実施



出典: 国土地理院・地理院地図

内部火災の防護対象設備、ケーブルトレイの分離についてはP.76~77を参照

- 火災の発生の防止
 - 発火性物質、引火性物質の管理
- 火災の検知及び消火
 - 自動火災報知設備、消火設備の設置
- 火災による影響の軽減(内部火災の防護対象設備に対する対策)
 - コンクリート壁及び鋼製扉による区画、ケーブルの多重化、ケーブルの電線管等による物理的分離、機器及びケーブルの不燃性又は難燃性材料の使用

◆ 重要度の高いケーブルの物理的分離

- 重要度の高いケーブル(安全保護系、非常用電源系)は、火災により一方の系統が機能を喪失した場合においても、その機能を維持するため、多重化して設置する。
- これらのケーブルは難燃性のものを使用し、さらに鋼材製のケーブルダクト、蓋付きケーブルトレイ又は電線管により隔離し、**独立性を確保する。**
- 貫通部とケーブルトレイの間の一部ケーブルが露出している箇所については、分離設備(燃焼保護具)を新たに設置する。



鋼材製ダクトによる
ケーブル分離

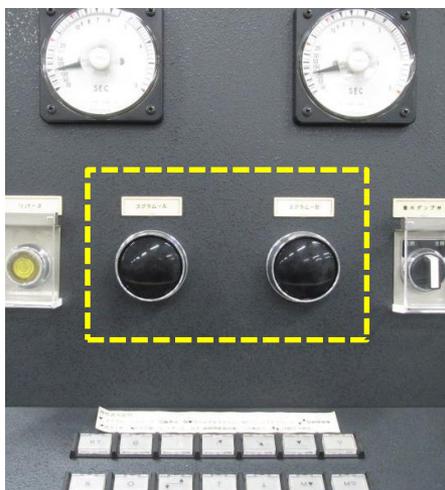
以下を保安規定に規定化

(原子炉の停止)

- JRR-3原子炉施設内で発生した火災の原因及び状況が、原子炉の運転に支障を及ぼし又は支障を及ぼすおそれがあると認められた場合は、原子炉を停止する。

◆ 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、中央制御室外原子炉停止盤の原子炉スクラムスイッチ、原子炉建家内の安全スイッチにより原子炉を安全に停止する。



手動スクラムボタン
(中央制御室)



中央制御室外原子炉停止盤
(原子炉制御棟)



安全スイッチ
(原子炉建家内)

中央制御室外の適切な場所から原子炉を停止する機能(既設)

内部溢水の防護対象設備等についてはP.78～80を参照

- 地震による溢水(基準地震動による機器破損+原子炉プール等のスロッシング)及び溢水源となる設備機器の単一故障により生じる内部溢水の影響により安全機能を喪失しないことを確認
- 容器、配管の破損により生じる溢水が管理区域へ漏えいしないことを確認

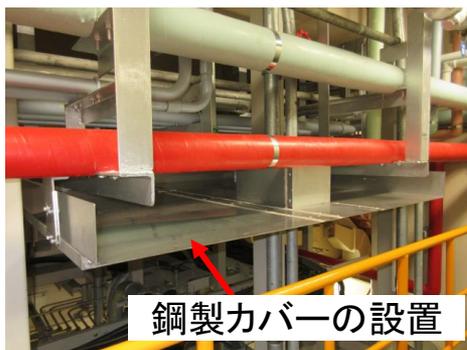
(内部溢水対策)

- 原子炉停止後30秒間の強制循環冷却を確保するため、次の被水対策を実施
 - 1次冷却材補助ポンプは防滴仕様とする
 - 1次冷却材補助ポンプの基礎高さ(約68cm)及び電源盤の基礎高さ(約5cm)を確保
 - 1次冷却材補助ポンプの電源盤に被水防護カバーを設置(新設)
- 非常用電源設備を防護するため、設置建家地階に穴付きマンホール蓋を設置(新設)



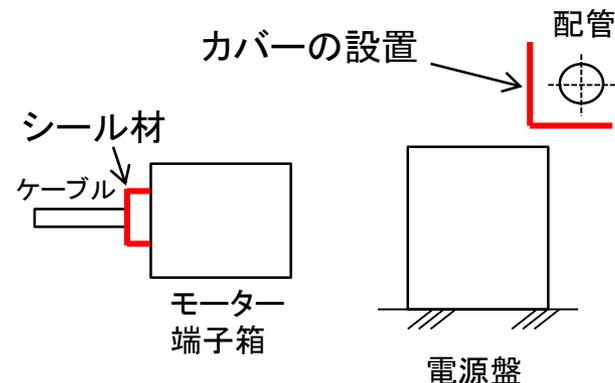
ポンプ基礎部

1次冷却材補助ポンプ



鋼製カバーの設置

被水防護カバー



被水対策イメージ図

以下を保安規定に規定化

(運転中の巡視点検)

- 溢水の発生の有無を確認するため、原子炉運転中は2時間に1回の頻度で原子炉建家地階を巡視する。

◆ 非常用電源系の構成

- 非常用電源系は、非常用発電機(2台)及び無停電電源装置(2台)から構成されている。無停電電源装置は、非常用発電機が起動(給電開始)するまでの間の約1分間、無瞬断にて必要な電源を給電することで、**外部電源が喪失した場合において原子炉の停止、炉心の冷却及びパラメータの監視に必要な電源を確保することができる設計となっている。**

設備	台数	定格出力容量	主な負荷
非常用発電機 (ガスタービンエンジン式)	2	125kVA (1台あたり)	<ul style="list-style-type: none"> ○安全保護系 (停止系、工学的安全施設) ○1次冷却材補助ポンプ ○工学的安全施設監視盤 ○換気系隔離弁 ○放射線監視盤 ○中性子計装盤等
無停電電源装置 (静止型インバータ、蓄電池)	2	45kVA (1台あたり)	

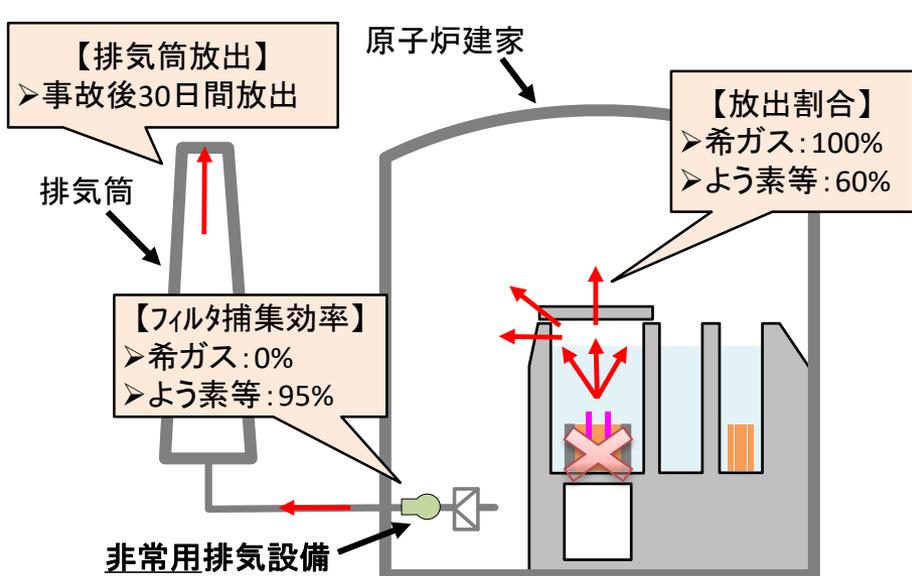
外部電源喪失により原子炉が停止した場合、炉心の強制循環冷却(必要な時間は30秒間)は、1次冷却材補助ポンプを用いて行われる。強制循環冷却によって崩壊熱除去を行っている間は、必要なパラメータ(原子炉プール水位、1次冷却材流量、1次冷却材炉心出口温度等)を監視する。無停電電源装置の給電可能時間は、非常用発電機が給電を開始するまでの1分間以上としているため、必要とする容量が確保されている。

事故発生時の対策

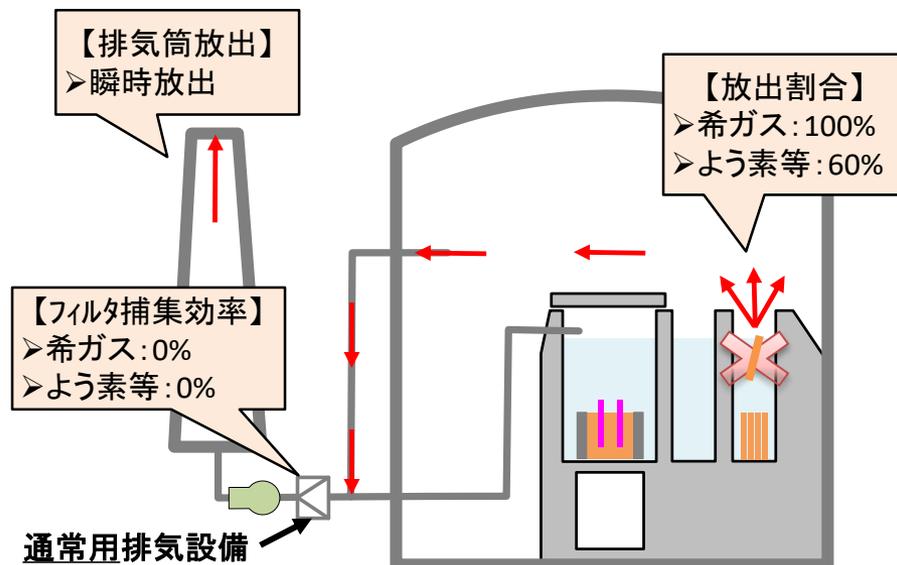
安全評価審査指針		JRR-3における想定事象	
反応度の異常な投入	燃料落下又は燃料誤装荷	—	JRR-3では燃料交換を原子炉停止中に行うため、全制御棒が挿入されており、燃料交換時に臨界近傍になく、燃料落下又は誤装荷による異常な反応度投入は起こりえない。
原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化	原子炉冷却材の流出	1次冷却材流出	1次冷却系配管の亀裂から1次冷却材が流出する事象を想定。
	原子炉冷却材ポンプの軸固着	1次冷却材主ポンプ軸固着	1次冷却材主ポンプの1台の軸固着を想定。
		2次冷却材ポンプ軸固着	2次冷却材ポンプの1台の軸固着を想定。
	炉心流路閉塞	<u>炉心流路閉塞</u>	<u>1流路の完全閉塞を想定。</u> (敷地境界外における最大線量: $1.0 \times 10^{-2} \text{mSv}$)
環境への放射性物質の異常な放出	使用済燃料の機械的破損	<u>使用済燃料の機械的破損</u>	<u>使用済燃料の取扱い中における燃料板1枚の破損を想定。</u> (敷地境界外における最大線量: $7.7 \times 10^{-4} \text{mSv}$)
	実験設備・実験物等の著しい破損等	—	燃料破損に包絡される。
	反応度の異常な投入、原子炉冷却材の流出又は炉心冷却状態の著しい変化による燃料等の破損	炉心流路閉塞	流路閉塞による燃料板2枚の破損を想定。
その他原子炉施設の設計により必要と認められる事象	放射性廃棄物処理施設の損傷	—	放射性気体廃棄物の貯蔵設備又は減衰設備を設置していない。放射性液体廃棄物の貯蔵設備(廃液貯槽)が地下に設置されていることから、設備が損傷しても施設外へ漏えいしない。
	その他原子炉施設の設計により必要と認められる異常	<u>重水漏えい</u>	<u>JRR-3が重水反射体付きの原子炉であることを考慮して、重水系内の重水の漏えいを想定。</u> (敷地境界外における最大線量: $6.6 \times 10^{-3} \text{mSv}$)

* 設計基準事故(DBA)は、原子炉の安全設計にあたって考慮される事故のことで、施設の設計の妥当性を確認するため、大きな影響が発生するような代表的な事象について評価を行っている。

◆ 炉心流路閉塞事故及び使用済燃料の機械的破損事故の想定



① 炉心流路閉塞事故



② 使用済燃料の機械的破損

		① 炉心流路閉塞事故	② 使用済燃料の機械的破損事故
事故シナリオ		①閉塞流路に接する2枚の燃料板が破損 ②非常用排気設備により排気筒を通して核分裂生成物を放出 ・よう素除去フィルター経由: 有 (フィルタ捕集効率95%)	①取扱い中の燃料の燃料板1枚が何らかの理由により破損 ②通常の気体廃棄設備を経由し排気筒から放射性物質を放出 ・よう素除去フィルター経由: 無 (フィルタ捕集効率0%)
線量評価	よう素の吸入摂取による小児の実効線量	5.0×10^{-3} mSv	6.4×10^{-4} mSv
	γ線の外部被ばくによる実効線量	5.2×10^{-3} mSv	1.3×10^{-4} mSv

◆ 多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)の想定

- 原子炉の基本的安全機能である「原子炉停止」、「炉心冷却」及び「放射性物質の閉じ込め」の各機能が、設計基準事象の想定を超えて機能喪失した場合を想定する。
 - 停止機能の喪失に関する事象
 - 冷却機能の喪失に関する事象
冷却流路の喪失、冷却材流量の喪失、冠水維持機能の喪失
 - 閉じ込め機能の喪失に関する事象
- 自然現象等の共通原因となる外部事象に起因する多重故障を考慮する場合は、共通要因故障として最も影響が大きいと考えられる基準地震動を超える地震によって、それぞれの機能が喪失した場合を想定する。



敷地周辺の一般公衆に対して過度の放射線被ばくを与えることとなる燃料の損傷が発生する可能性のある事象を「多量の放射性物質等を放出する事故」として選定

① 基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象

全制御棒の挿入失敗、商用電源及び非常用電源の喪失並びに強制循環による冷却機能の喪失が全て発生するものとする。

② 炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象

流路閉塞により燃料要素1体が損傷するものとする。

③ 基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象

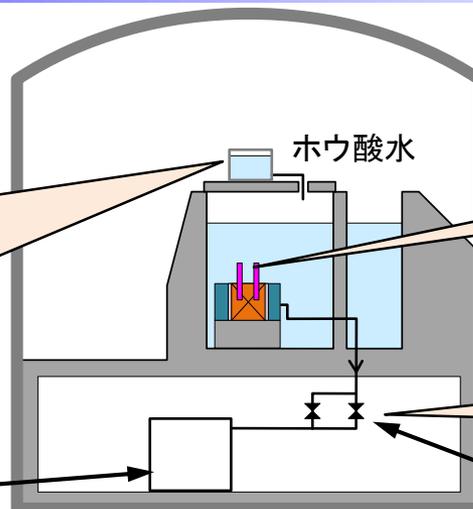
サイフォンブレイク弁2系統の故障、商用電源及び非常用電源の喪失並びに崩壊熱除去機能の喪失が全て発生するものとする。

* 多量の放射性物質等を放出する事故(BDBA)は、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(発生事故当たり5mSvを超えるもの)を与えるおそれのある事故のことで、新規制基準において、事故の拡大の防止対策が要求されている。

基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象

③負の反応度効果を有するホウ酸を炉頂部から投入

(ホウ酸投入は強制循環冷却が維持されている場合の対策であり時間的余裕があることから、事象発生後にホウ酸を水に溶かして投入する。そのための大型の容器及び攪拌機を準備。)



①全制御棒(6本)の挿入に失敗

②重水タンクの重水を排水する「重水ダンプ」に失敗

発生防止及び拡大防止対策

● 安全保護回路に係る設計

- ・回路の多重化
- ・手動による原子炉停止機能
- ・「1 out of 2」のロジック回路
- ・電源喪失に対するフェイルセーフの設計

● 制御棒以外の停止機能による対策

- ・重水ダンプ(非常用電源から給電)により負の反応度を添加可能
- ・重水ダンプ弁は電源喪失時には手動操作可能
- ・【新たな設備】重水ダンプが困難な場合は、炉頂部よりホウ酸を投入

影響緩和対策

● 設計基準の範囲における対策

- ・燃料が損傷した場合は、非常用排気設備により放射性物質の放出を抑制
- ・非常用排気設備は非常用電源設備から給電
- ・室内及び敷地周辺の放射線モニタリングを実施

● 他の事象と共通する設計基準を超える影響緩和対策

- ・地震影響等により原子炉建家が損傷を受け気密が低下した場合は、目張り等で補修し、放出を抑制
- ・敷地周辺の放射線量の上昇が顕著に見られる場合は、非常用排気設備を停止し、放出を抑制
- ・非常用排気設備が使用できない場合は、原子炉建家内に放射性物質を閉じ込め、放出を抑制
- ・非常用排気設備を使用せず原子炉建家内に放射性物質を閉じ込める際は、原子炉建家の出入り口、非常口等に目張りを実施し、放出を抑制

炉心流路閉塞による 炉心冷却機能の喪失事象

④非常用排気設備により放射性物質の環境への放出を抑制

通常用排気設備
(停止)

非常用排気設備
(起動)

放射性物質

③放射性物質は1次冷却系を循環し、原子炉プールを経由して、建家内に放出

①流路閉塞により燃料体1体の燃料破損が発生

②燃料事故モニタの上昇により自動で原子炉停止及び非常用排気設備へ切換

燃料事故モニタ(2系統)

1次冷却系設備

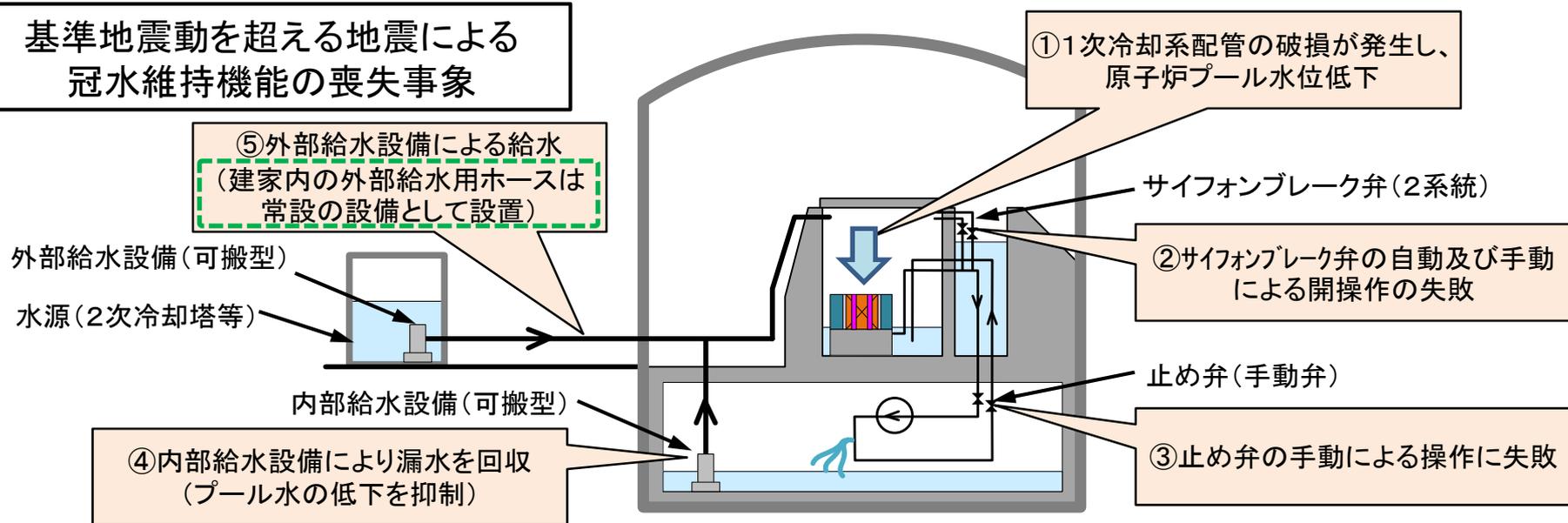
発生防止及び拡大防止対策

- 管理による対策
 - ・炉心作業終了後や原子炉運転の前に原子炉内の点検を十分に実施
 - ・原子炉運転中はITVにより炉心に異物等がないことを観察
 - ・流路閉塞に伴う出力異常を検知した場合は、直ちに手動スクラムにより原子炉を停止
- 1次冷却系等の異物混入防止対策
 - ・1次冷却系配管にストレーナを設けることにより、冷却材の循環中に異物を除去
 - ・運転中は上部遮蔽体を閉じ、炉心上部からの異物等の混入を防止

影響緩和対策

- 設計基準の範囲における対策
 - ・燃料の損傷を検知するため、燃料破損検出器(FFD)により異常を検知して警報発報
 - ・燃料事故モニターの指示値の上昇(B.G.の10倍)の検知により自動で原子炉停止
 - ・燃料事故モニターの指示値の上昇(B.G.の50倍)の検知により通常用排気設備から非常用排気設備に自動で切換
 - ・非常用排気設備により放射性物質の放出を抑制
 - ・非常用排気設備は非常用電源設備から給電

基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象

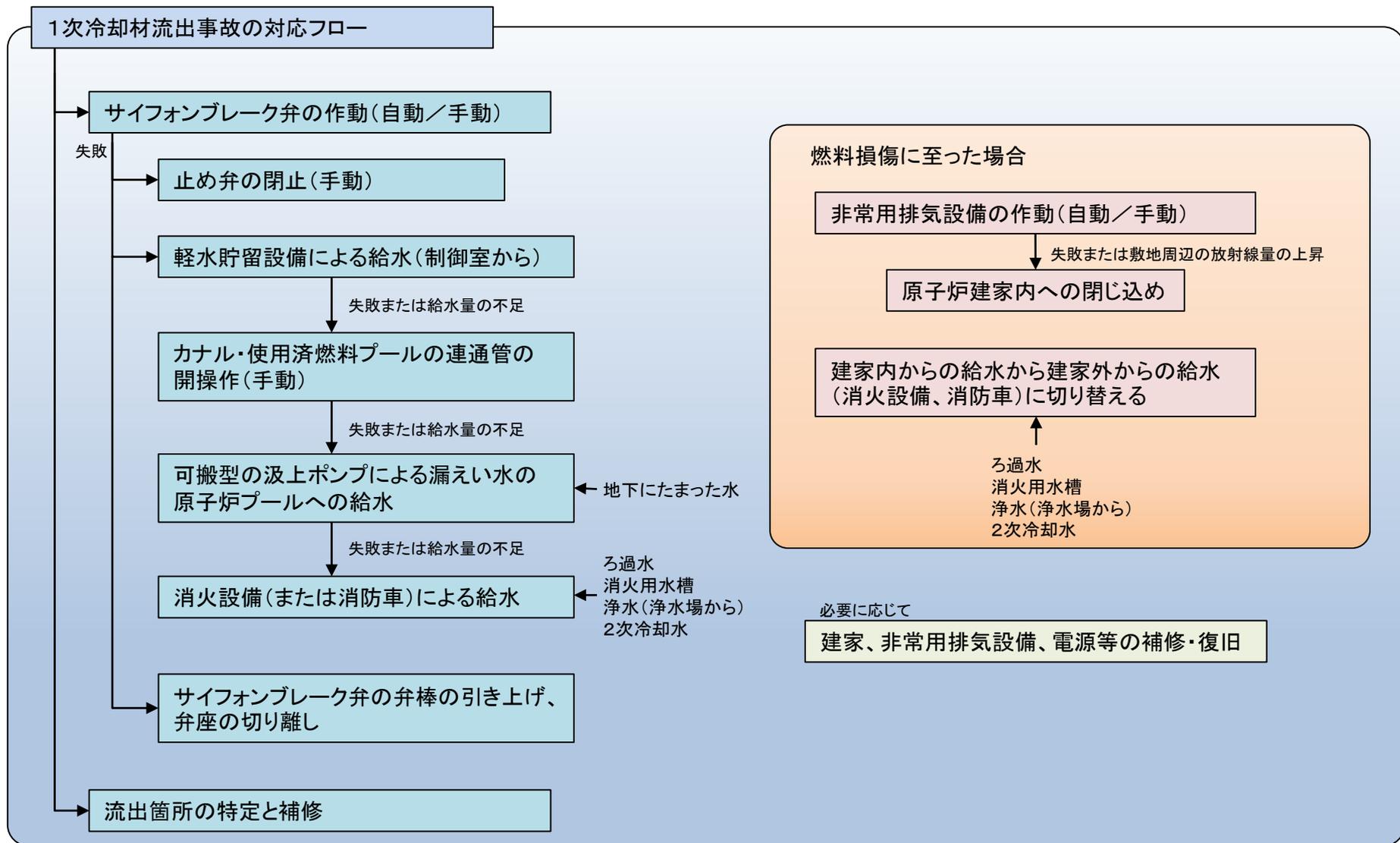


発生防止及び拡大防止対策

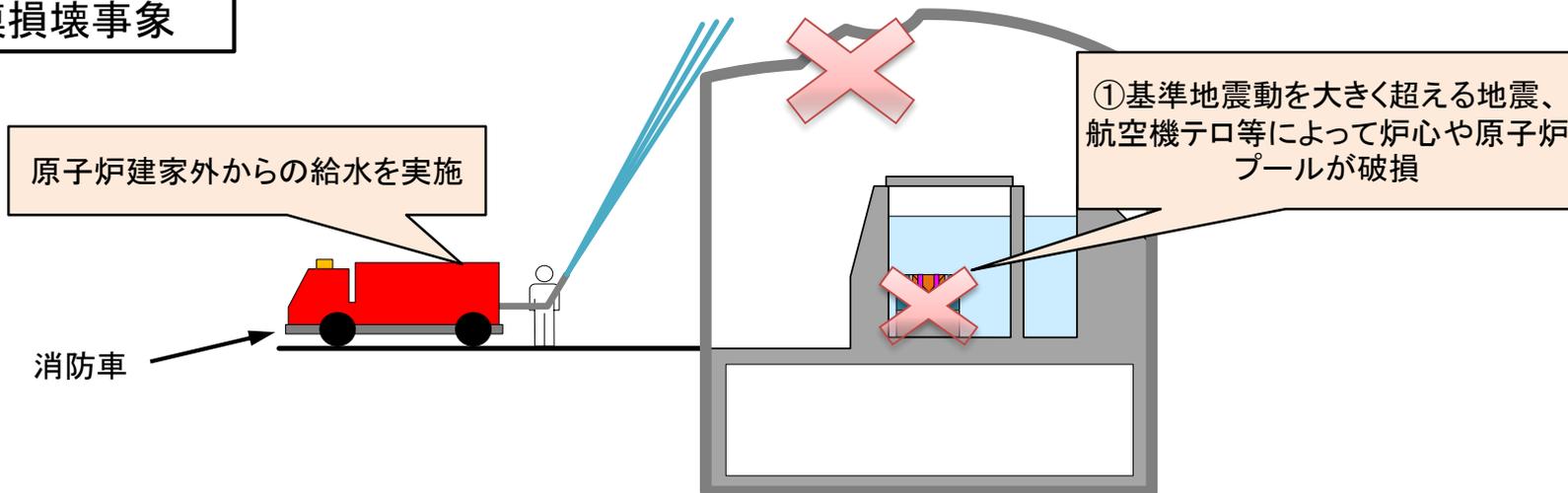
- 冠水維持に係る設計
 - ・原子炉プール躯体は耐震Sクラスで設計
 - ・原子炉プール水位が低下した場合は、サイフォンブレイク弁(耐震Sクラス、2系統)が作動
- 冷却材の流出抑制のための対策
 - ・サイフォンブレイク弁が自動で開とならない場合は、手動で開操作を実施
 - ・1次冷却材の流出を止めるため、1次冷却系配管に設置してある止め弁(手動弁)を閉止
- 放射性物質の放出の抑制に係る対策
 - ・【新たな設備】原子炉建家内部から給水する設備(可搬型の汲上ポンプ及び発電機)を準備
 - ・消火設備を用いて散水を行い、原子炉建家外への放射性物質の放出を抑制
 - ・原子炉プールへの給水や散水には、必要に応じて所内の消防車を活用
 - ・水源は、施設内の軽水貯留タンクの他に、構内の貯水槽などを使用

影響緩和対策

- 設計基準の範囲における対策
 - ・冠水が維持できず燃料が損傷した場合は、非常用排気設備により、放射性物質の放出を抑制
- 設計基準を超える対策
 - ・【新たな設備】炉心上部に接近できない場合に備え、原子炉建家外部から給水する設備(可搬型の汲上ポンプ及び発電機)を準備(建家内のホースは、外部接続口から原子炉プールまで常設の設備として設置)



大規模損壊事象



大規模損壊事象に対する対策

- 大規模損壊事象の原因
 - ・基準地震動を大きく超える地震や航空機テロ(航空機の衝突)等の外部事象及びテロによる爆発等の内部事象
- 大規模損壊事象への対応
 - ・炉心や原子炉プールの損壊の可能性がある場合は、原子炉建家外の水源から消火設備や消防車を用いて放水することにより、燃料及び原子炉建家内の空間に散水を行い、放射性物質の放散をできる限り抑制
 - ・実験者等の避難、敷地周辺の放射線量の監視、作業員の被ばく低減等について、共通的な対策で述べた対策と同じ対策をとる

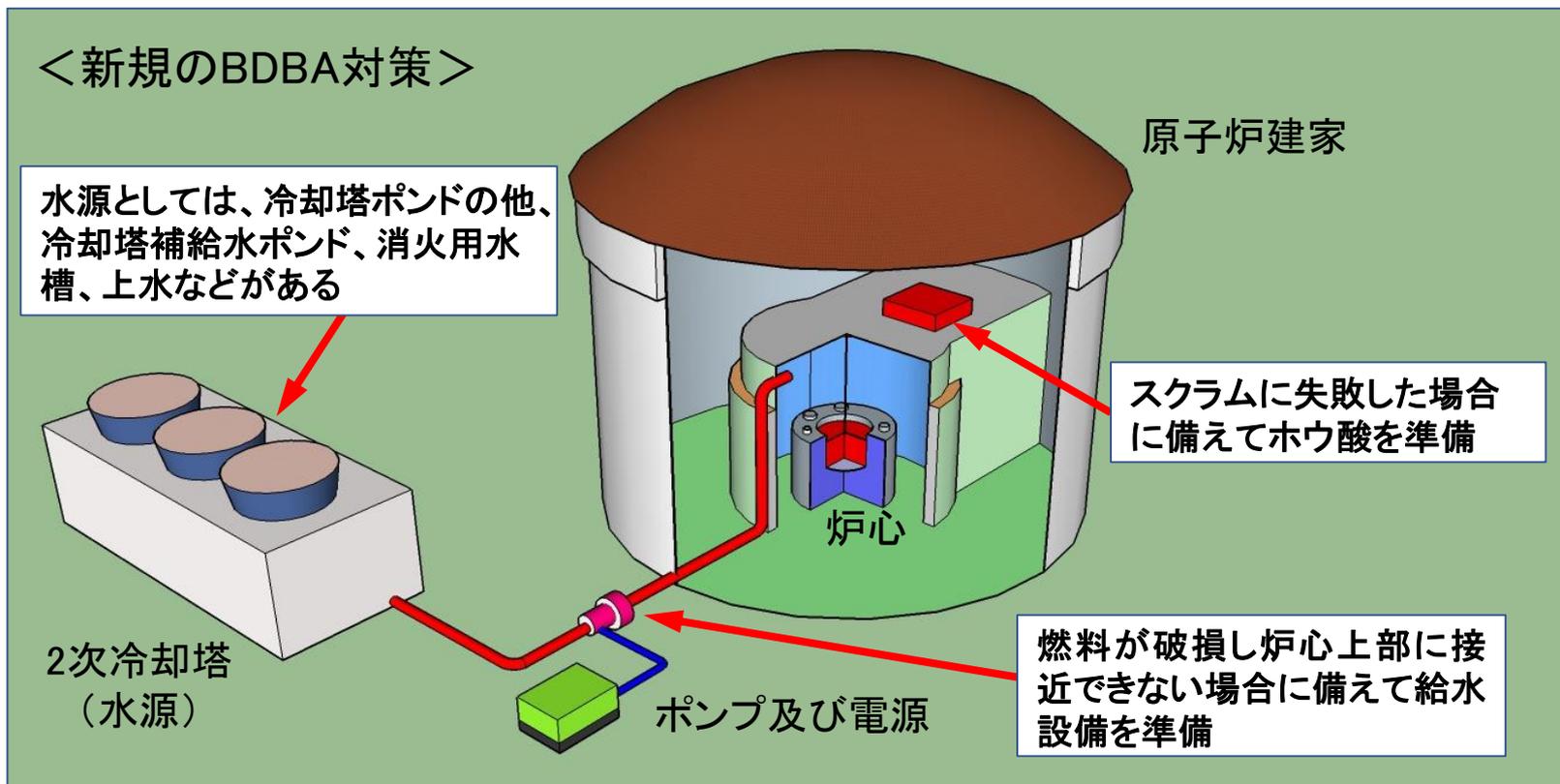
多量の放射性物質等を放出する事故及び大規模損壊事象に共通する対策

- 設計基準の範囲における対策
 - ・事故が発生した場合は、JRR-3に事故現場指揮所を置き、事象の収束、拡大防止にあたる
 - ・現場の作業においては空気呼吸器を着用するなど、内部被ばくを低減
 - ・実験者、見学者等を避難
 - ・高線量の作業エリアに立入る場合は、作業時間の管理、遮へい対策等を行い、被ばくを低減
- 設計基準の範囲を超える対策
 - ・高線量などの影響により事故現場指揮所をJRR-3に置くことができない場合は、緊急時対策所等に設置

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止の詳細についてはP.81～85を参照

◆ 多量の放射性物質等を放出事故の影響緩和・拡大防止対策

- 基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象に備えて、負の反応度効果(中性子吸収効果)を有するホウ酸を準備する。
- 基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象に備えて、原子炉建家内及び原子炉建家外からの給水設備(可搬型ポンプ、可搬型電源設備、給水ライン)を準備する。
- 非常用排気設備が故障した場合等の建家の気密が確保できない場合は、原子炉建家に目張り等を行い建家内に放射性物質を閉じ込める。



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**

- ・階上に保安全管理部、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（JRR-3とバックエンド技術開発建家）での同時発災を想定（平成29年1月）



緊急時対策所



非常事態総合訓練

※：原子力科学研究所では、単独施設での想定に加え、複数施設での同時発災を想定した場合でも対応可能な体制を整備し、非常事態を想定した訓練を実施している。

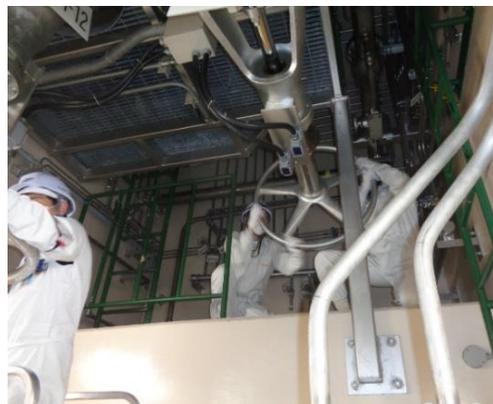
◆ その他の訓練

以下の教育訓練を定期的実施することにより事故時対応を確認

- ・ 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
- ・ 多量の放射性物質等を放出する事故の訓練：要領書の整備、要素訓練、総合訓練



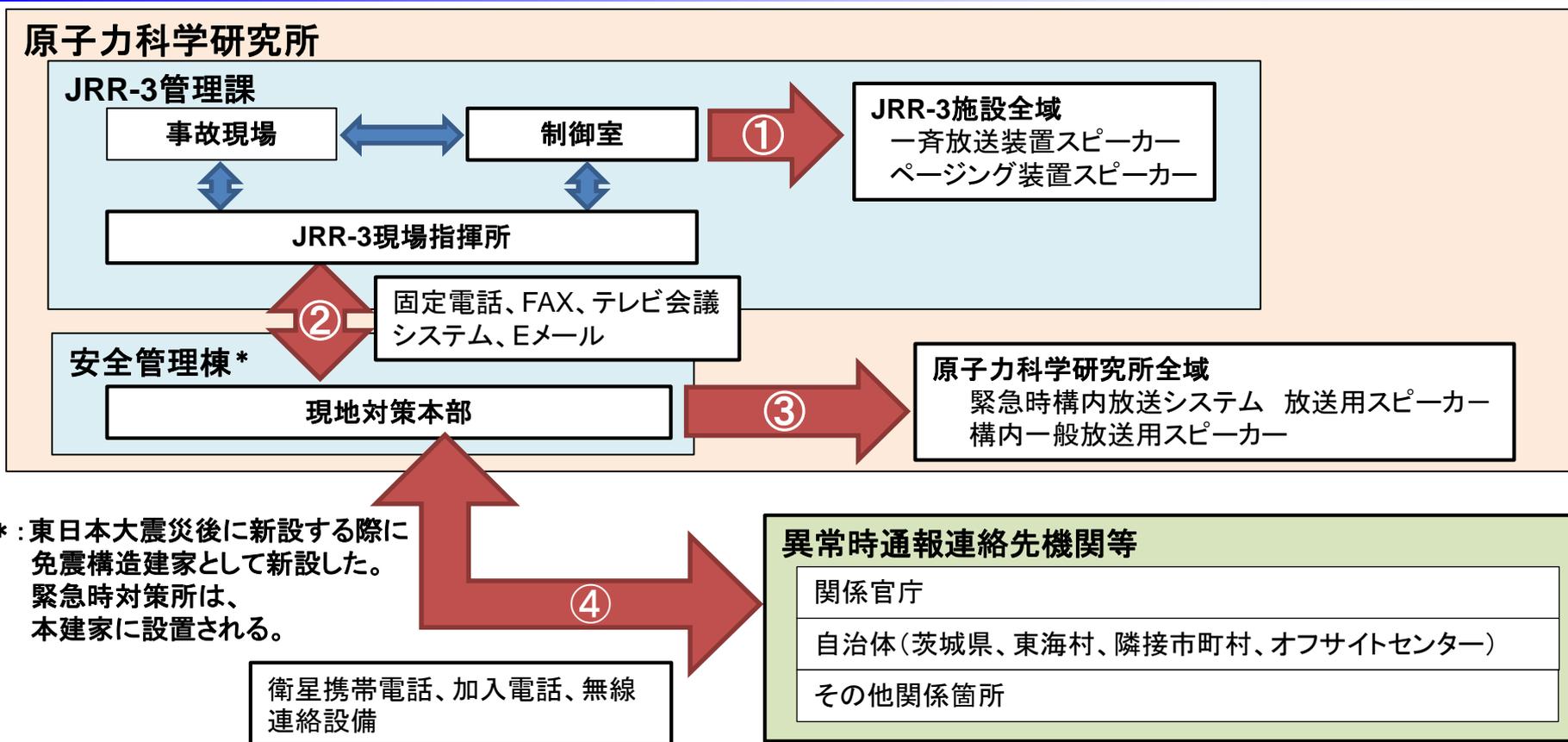
消火訓練



BDBA対応訓練
(1次冷却系の弁の手動操作訓練)



BDBA対応訓練
(配管漏えい時の応急措置訓練)



* : 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、JRR-3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

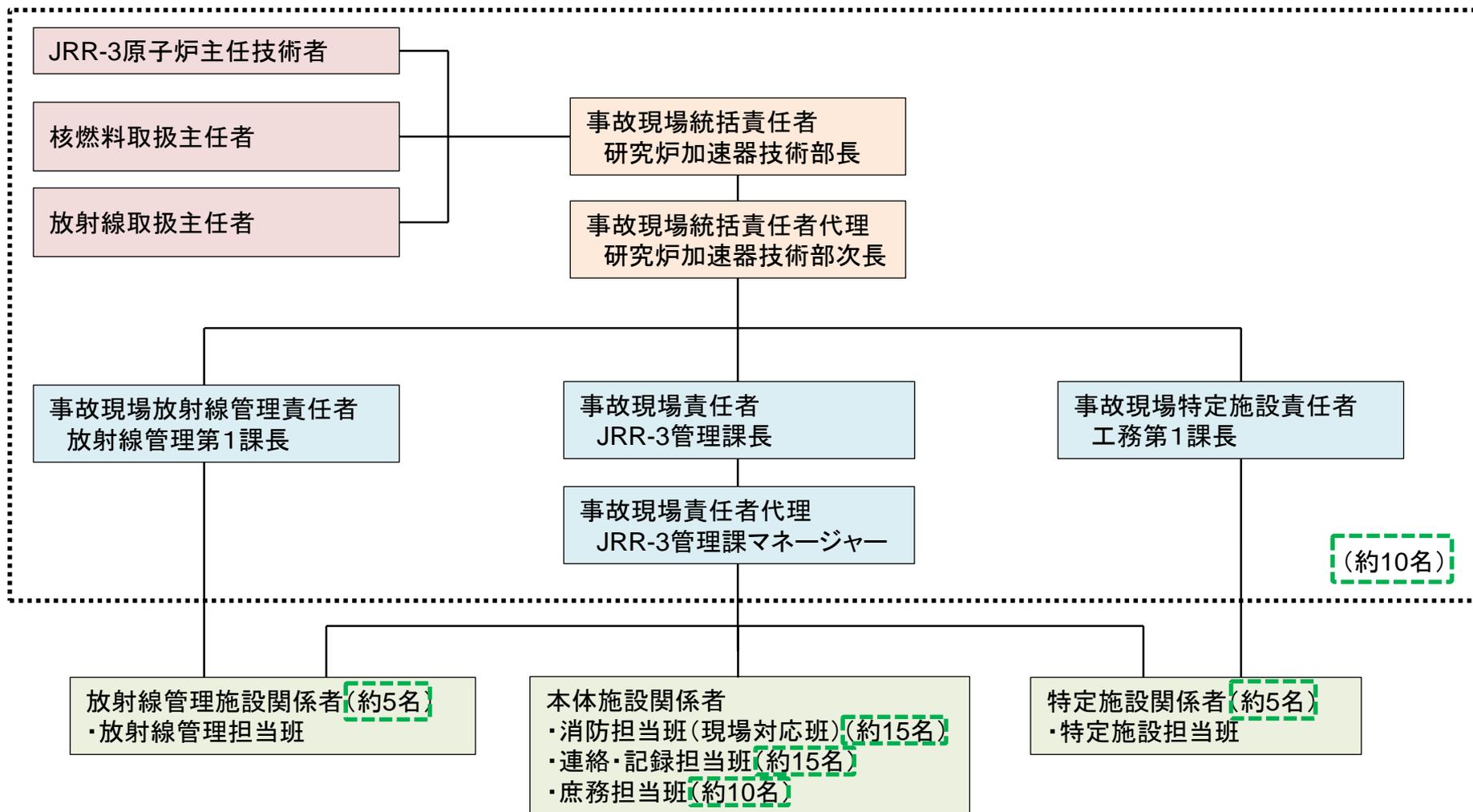
JRR-3現場指揮所から現地対策本部との通信連絡設備は、多様性を備え、相互に連絡が取れる設計

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

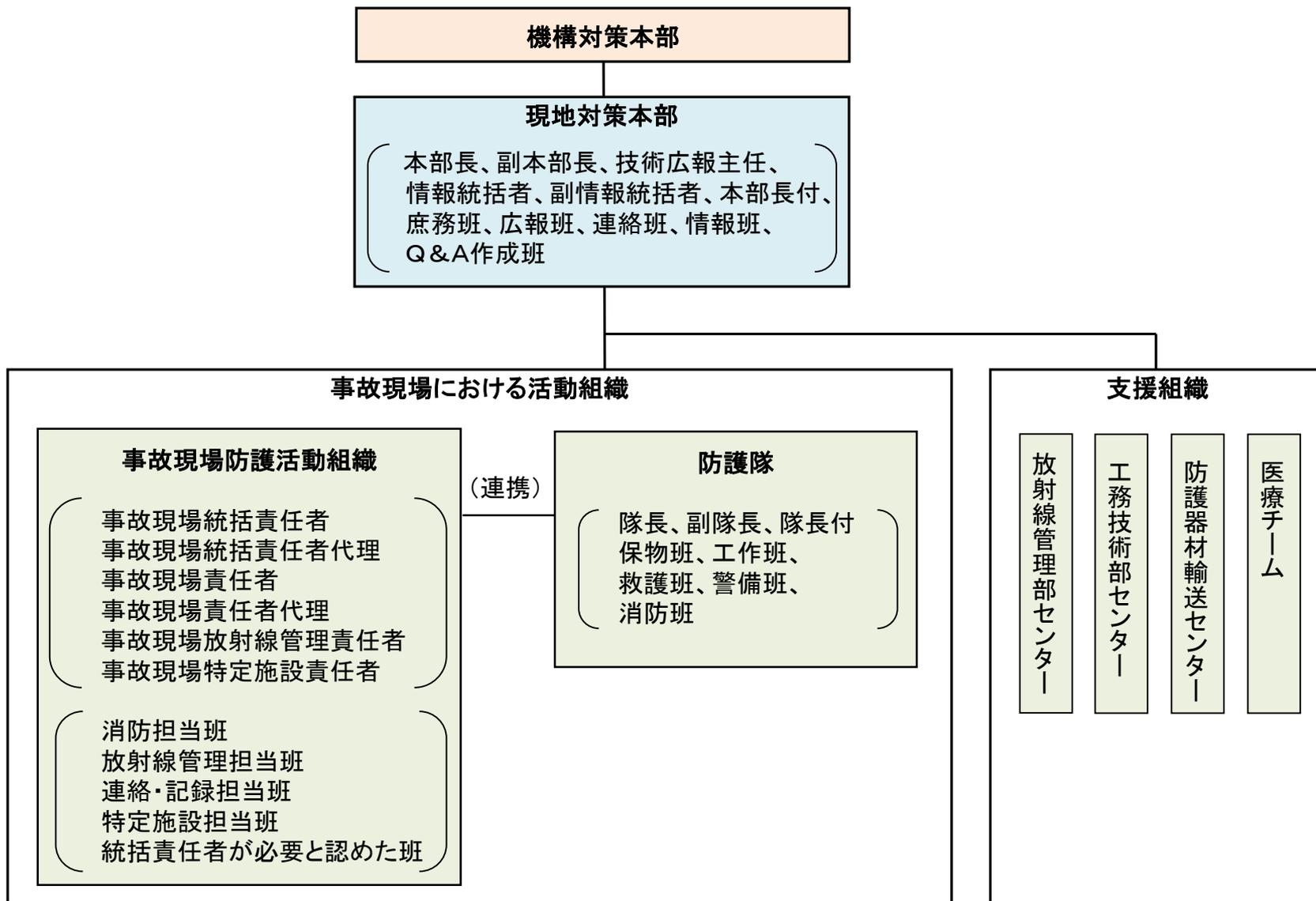
④ 敷地外の通信連絡

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



研究炉加速器技術部 (関係組織を含む) で最大約60名

JRR-3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

◆ 運転員の力量確保に対する取り組み (運転再開後も継続して実施)

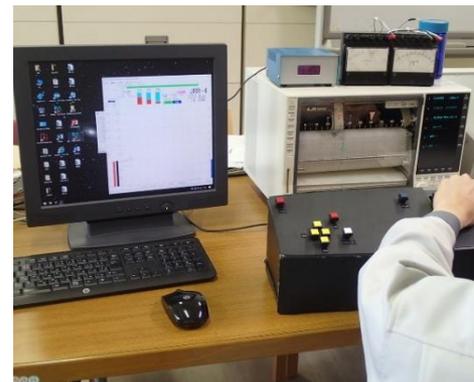
- シミュレーターを用いた制御棒操作や臨界近接などの炉心特性に関する教育を実施
- 同研究所のNSRRにおいて原子炉の運転操作や巡視点検について教育を実施
- 若手職員については、運転経験を有する職員とともに施設内の点検や設備の保守を実施
- 放射性物質の取扱や原子炉に関する講習会などに参加
- 原子力に関する国家資格を有する職員が在籍

◆ 長期停止を考慮した設備の保守

- 機能を維持すべき機器、設備について毎年度検査を実施
- 点検計画を定め、長期停止期間中における健全性確認、経年化対策を実施

《主な健全性確認、経年化対策》

- プロセス制御計算機の更新
- 制御棒駆動装置(可動コイル)の更新
- 安全保護系制御盤の電源ユニットの更新
- 1次冷却材熱交換器の開放点検
- 1次冷却材主ポンプ及び補助ポンプの分解点検
- 1次冷却材主要弁、サイフォンブレイク弁の分解点検
- 通信連絡設備(ページング、一斉指令放送装置)の点検



シミュレーターを用いた訓練



1次冷却材熱交換器の開放点検

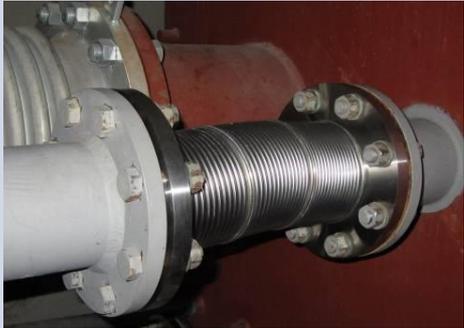
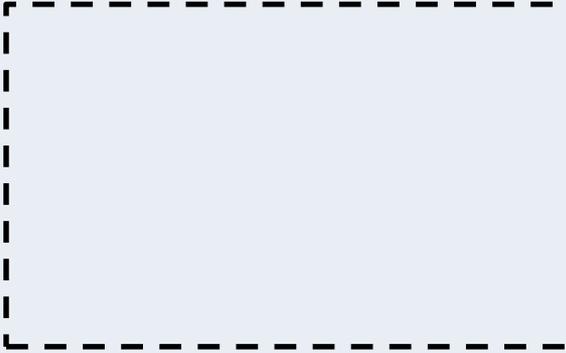
運転再開までのスケジュール

許認可		年度				2018				2019				2020				2021			
		H30				H31/R1				R2				R3							
基本設計	原子炉設置 変更許可					▼許可(11/7)															
		安全審査																			
詳細設計・工事等	避難通路 BDBA対策 ケーブル分離 等					設工認															
										使用前(事業者)検査											
	原子炉建家屋 根補強工事等					▼認可(4/25)															
		設工認				耐震補強工事															
										使用前検査											
	原子炉プールの耐震評価									▼認可(10/28)											
										設工認				使用前事業者検査							
保安規定変更														審査							
原子炉運転														定期事業者検査							
														原子炉運転							
														運転再開予定▲							

参考資料

- 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。

被災箇所	復旧前	復旧後
排気筒と共同溝のずれ		
2次冷却塔点検通路の地盤沈下に伴う変形		
2次冷却塔変圧器の移動、変形		

被災箇所	復旧前	復旧後
<p>非常用排気系配管</p>		
<p>燃料管理施設周辺の地盤沈下</p>		
<p>上部遮へい体駆動装置 (軸受の損傷)</p>		

被災箇所	復旧前	復旧後
<p>実験利用棟周辺の地盤沈下</p>		
<p>炉室天井材の脱落</p>		



ひび割れ調査

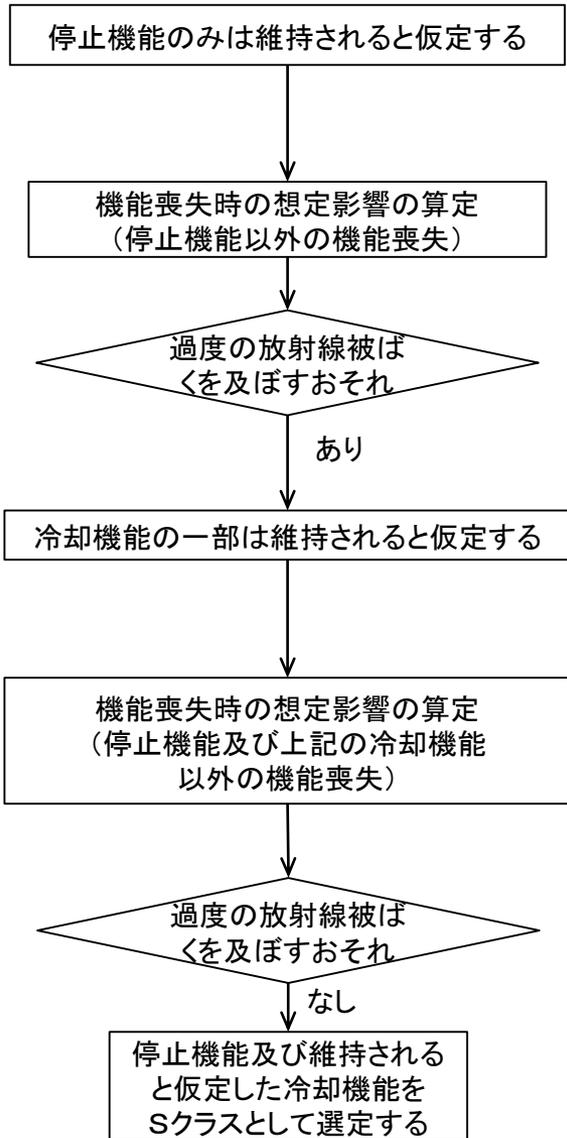


樹脂注入による壁補修

建物・構築物の調査、補修



原子炉建家の足場



(1)及び(2)に示す設備のみが維持されると仮定した場合(冠水維持機能を含む冷却機能及び閉じ込め機能はすべて機能喪失)、原子炉は停止するものの、炉心燃料の崩壊熱除去が不十分となり、燃料破損を生じる。

炉心の全燃料要素の破損及び閉じ込め機能の喪失を仮定すると、その地震想定影響は、添付書類十に示した旧「仮想事故」を超える。旧仮想事故における敷地境界外における被ばく線量は、 γ 線による実効線量で約22mSvとなり、(1)及び(2)の設備だけでは判定基準5mSvを上回るのは明らかである。

冷却機能の一部として(3)に示す設備が維持されると仮定した場合、(1)～(3)に示す設備以外の機能が喪失しても原子炉停止後の崩壊熱の除去が十分となり、燃料破損を生じるおそれはない。また(4)の設備も維持されると仮定する。

多量の放射性物質を内蔵する燃料要素に破損が生じなければ、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれはない。

- (1) 停止機能
- ・制御棒
 - ・制御棒案内管
 - ・制御棒駆動機構

- (2) 炉心の形成
- ・燃料要素
 - ・ベリリウム反射体
 - ・照射筒
 - ・炉心構造体
 - ・重水タンク

- (3) 冷却機能の一部
- ・原子炉プール躯体及びライニング
 - ・原子炉プール貫通部のシール構造
 - ・サイフォンブレイク弁
 - ・制御棒駆動機構案内管
 - ・下部遮蔽体

- (4) 炉心から取り出した直後の使用済燃料を貯蔵するための施設
- ・使用済燃料プール
 - ・使用済燃料貯蔵ラック

- (5) 原子炉プール躯体と一体の施設
- ・カナル

(1)～(5)の設備をSクラスとして選定する。

クラス別施設	施設名
炉心及び冠水維持設備を構成する機器・配管系	燃料要素 ベリリウム反射体 照射筒 炉心構造体 重水タンク 冠水維持設備(原子炉プール躯体及びライニング、原子炉プール貫通部のシール構造、サイフォンブレイク弁(接続配管を含む。)、制御棒駆動機構案内管) 下部遮蔽体
炉心から取りだした直後の使用済燃料を貯蔵するための施設	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック
原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	制御棒、制御棒駆動機構、制御棒案内管
その他	カナル

耐震重要度分類(Bクラス)

クラス別施設	施設名
炉心を保護する施設	上部遮蔽体 ^{注)}
原子炉の緊急停止のために負の反応度を添加するための施設及び原子炉の停止状態を維持するための施設	重水ダンプ系
原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を添加するための施設	安全保護系
原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設	崩壊熱除去設備(1次冷却材補助ポンプ、自然循環弁)
放射性物質の放出を伴うような事故の際に、その外部放散を抑制するための施設	非常用排気設備、換気系隔離弁
1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	冠水維持設備以外の1次冷却系設備(プール内配管) ^{注)} 、 冠水維持設備以外の1次冷却系設備(プール内配管を除く。)、 原子炉プール水浄化系、使用済燃料プール水浄化系、原子炉プール溢流系
重水を内蔵しているか又は内蔵し得る施設	重水冷却系設備
1次冷却系に接している施設	2次冷却系設備の一部
十分冷却した使用済燃料を保管するための施設	使用済燃料貯槽No.1、No.2
	使用済燃料貯蔵ラック
	使用済燃料貯蔵施設(北地区)
燃料を安全に取り扱う機能	燃料取扱設備
放射性廃棄物を内蔵している施設	廃液貯槽、廃樹脂貯留設備
放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設	大型廃棄物保管庫
放射性物質の放出を伴うような場合、その外部放散を抑制するための施設	原子炉建家(円筒壁及び屋根) ^{注)}
放射線の監視をするための設備	放射線監視設備の一部
その他	実験利用設備(原子炉建家外を除く)、非常用電源系、冷中性子源装置のうちクライオスタート ^{注)} 、サブ・プール ^{注)} 、詰替セル(炉室内) ^{注)}

注) 下位の耐震クラスに属するものの破損によって上位の分類に属するものに波及的影響を及ぼすおそれのある設備

クラス別施設	施設名
クラスS、Bに属さない施設	2次冷却系設備のうち炉室外の設備
	未使用燃料貯蔵庫
	未使用燃料貯蔵ラック
	その他の原子炉補助設備
	排気筒
	実験利用設備

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	過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置
		炉心の形成	炉心構築物、燃料要素
		炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。) 1次冷却系設備、自然循環弁
		炉心の保護	上部遮蔽体、原子炉プールコンクリート躯体
		重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備
		放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)
PS-3	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	炉心の冷却	2次冷却系設備、自然循環弁
		放射性物質の貯蔵機能	未使用燃料貯蔵庫、使用済燃料貯槽No.1及びNo.2(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)、使用済燃料貯蔵施設(北地区)、放射性廃棄物の貯蔵設備
		燃料を安全に取扱う機能	燃料取扱設備
		1次冷却材の循環及び2次冷却材の循環	1次冷却系設備(1次冷却材主ポンプ)、2次冷却系設備(2次冷却材ポンプ)
		原子炉プール水位の維持	原子炉プール溢流系
		計測・制御(安全保護機能を除く)	中性子計装設備、原子炉出力制御設備、プロセス計装設備、制御棒引抜阻止インターロック
		電源設備	非常用電源系以外の設備
	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	燃料板(被覆材)
	原子炉プール水及び使用済燃料プール水の浄化	原子炉プール水浄化系、使用済燃料プール水浄化冷却系	

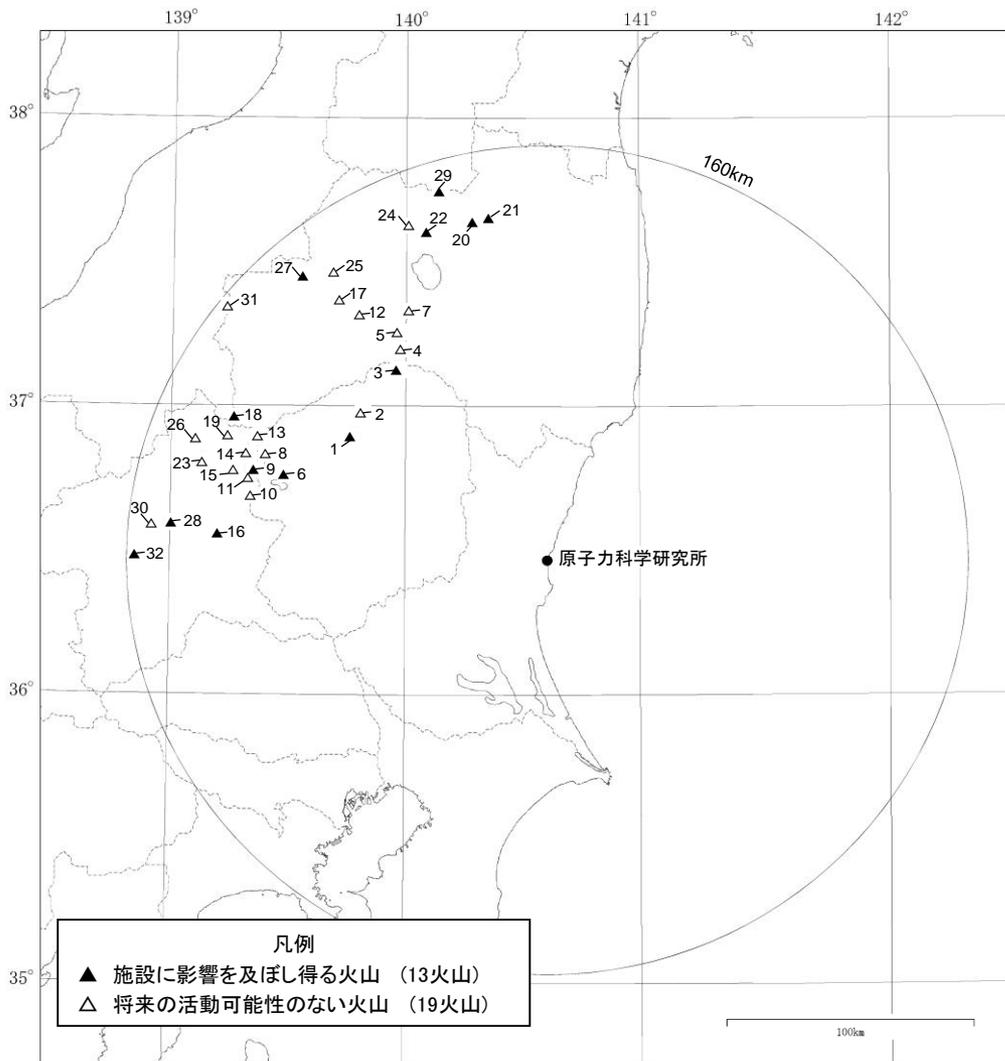
安全機能の重要度分類(MS機能)

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	原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構
		未臨界維持	制御棒
	安全上必須なその他の構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生	安全保護系(停止系)
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	原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ
		炉心の冠水維持	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を含む。)
		放射性物質の閉じ込め、遮へい及び放出低減	非常用排気設備、換気系隔離弁、冠水維持設備、原子炉建家、排気筒
		原子炉の停止	重水ダンプ系
	異常状態への対応上特に重要な構築物、系統及び機器	工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生	安全保護系(工学的安全施設)
		安全上特に重要な関連施設	非常用電源系
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	事故時のプラント状態の把握	放射線監視設備(事故時用ガンマ線エリアモニタ)
		中央制御室外からの安全停止	中央制御室外原子炉停止盤(スクラム)、安全スイッチ
		放射性物質の放出低減	原子炉プール水浄化系
	異常状態への対応上必要な構築物、系統及び機器	原子炉プール水の補給	連通管、弁(原子炉プール・カナル間)
		事故後のプラント状態の把握	事故時監視計器
	緊急時の防災対策上重要なもの	事故時サンプリング系、通信網、消火系、非常用照明、安全避難通路及びアクセス通路、放射線監視設備(事故時用ガンマ線エリアモニタ及び放射線サーベイ設備を除く。)、排気筒モニタリング設備、モニタリングポスト	

火山事象に対する安全対策(火山の分布)

施設に影響を及ぼし得る火山として抽出された13火山の分布は以下の図に示すとおり。

- 完新世に活動を行った火山:11火山 → 高原山, 那須岳, 男体・女峰火山群, 日光白根山, 赤城山, 燧ヶ岳, 安達太良山, 磐梯山, 沼沢, 吾妻山, 榛名山
- 将来の活動可能性が否定できない火山:2火山 → 笹森山, 子持山



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	しおばら 塩原カルデラ	90
3	なすだけ 那須岳	93
4	とうのへつり 塔のへつりカルデラ群	99
5	ふたまたやま 二岐山	104
6	なんたい・によほう 男体・女峰火山群	105
7	あいづぬのびきやま 会津布引山	109
8	ねむくさやま 根名草山	116
9	にっこうしらねさん 日光白根山	116
10	ずかいさん 皇海山	116
11	すずがたけ 燧ヶ岳	117
12	ひわた 桧和田カルデラ	118
13	きぬぬま 鬼怒沼	120
14	しろうだけ 四郎岳	122
15	ぬまのかみやま 沼上山	124
16	あかぎさん 赤城山	127

No.	第四紀火山	敷地からの距離 (km)
17	はかせやま 博士山	127
18	ひうちがたけ 燧ヶ岳	130
19	あやめだいら アヤマ平	131
20	あだたらやま 安達太良山	133
21	ささもりやま 笹森山	134
22	ばんだいさん 磐梯山	135
23	じょうしゅうぼたかやま 上州武尊山	137
24	ねこまがたけ 猫魔ヶ岳	137
25	すなごほら 砂子原カルデラ	137
26	ならまた 奈良俣カルデラ	142
27	ぬまざわ 沼沢	143
28	こもちやま 子持山	144
29	あづまやま 吾妻山	148
30	おのこやま 小野子山	150
31	あさくさだけ 浅草岳	156
32	はるねさん 榛名山	157

火山事象に対する安全対策 (降下火砕物の想定)

「**原子力発電所**の火山影響評価ガイド」に基づき、降下火砕物に係る過去の記録及び地質調査等を実施

＜調査方法＞

- ・文献調査
- ・地形、地質調査



4.5万年前の赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)
その層厚は10～40cm (74頁参照)

層厚40cmを想定し、安全機能の喪失を仮定した場合でも、周辺公衆に対する影響が**5mSvと比べて十分に低い**ことを確認

グレーデッドアプローチの適用*

- ✓ **核燃料施設等(試験研究炉を含む)の竜巻・外部火災ガイドの考え方に基づき「敷地及びその周辺における過去の記録(有史以降)」を勘案し、降下火砕物を想定(地質調査等は不要)**

※:「耐震クラスを有する試験研究炉に係る火山及び竜巻に対する重要度に応じた性能要求の考え方について」(平成29年7月12日原子力規制庁)

【有史以降の敷地及びその周辺における過去の記録(降下火砕物)】

- ・有史以降: **確認されなかったか、若しくは確認された降灰量は極微量*1**

*1: 気象庁火山噴火予知連絡会(1983)、内閣府中央防災会議(2006,2011)、安井・小屋口(1998)

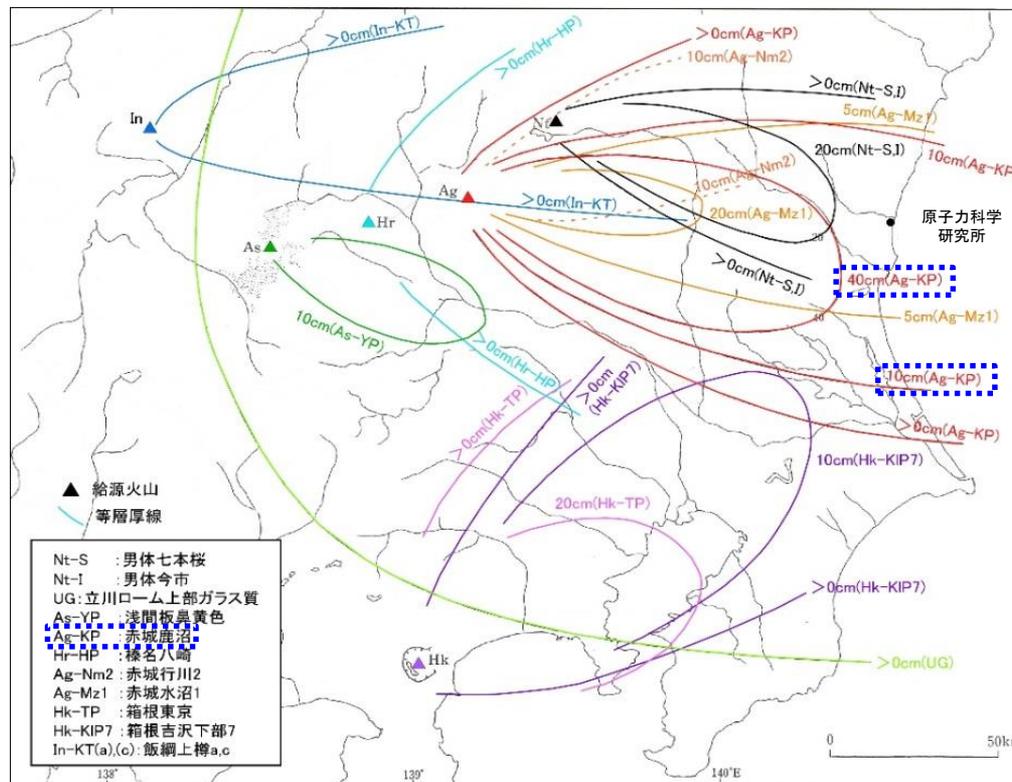
＜参考として、完新世(約1万年前)まで遡っても、降灰量は極微量*2であることを確認＞

*2: 「新編火山灰アトラス」(町田・新井(2011))

【降下火砕物に対する除灰対応】

万一、降下火砕物の荷重により施設に損傷を及ぼすおそれがある場合、38頁及び39頁に示すとおり、降下火砕物の除去を行う。

火山事象に対する安全対策(降下火砕物の分布)



敷地周辺で確認される主要な降下火砕物の分布
(町田・新井(2011)に加筆)



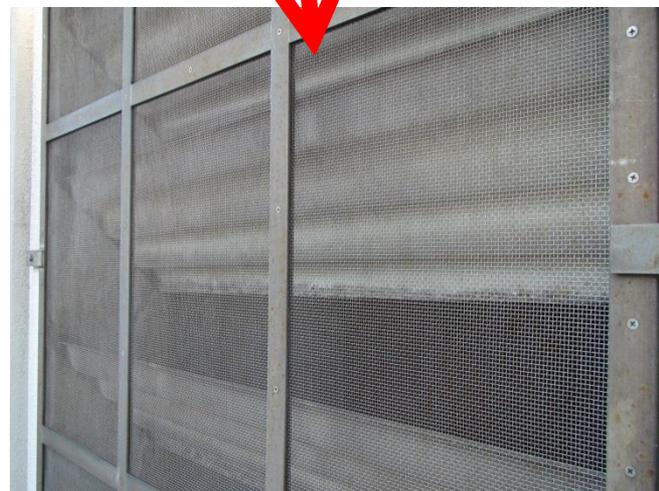
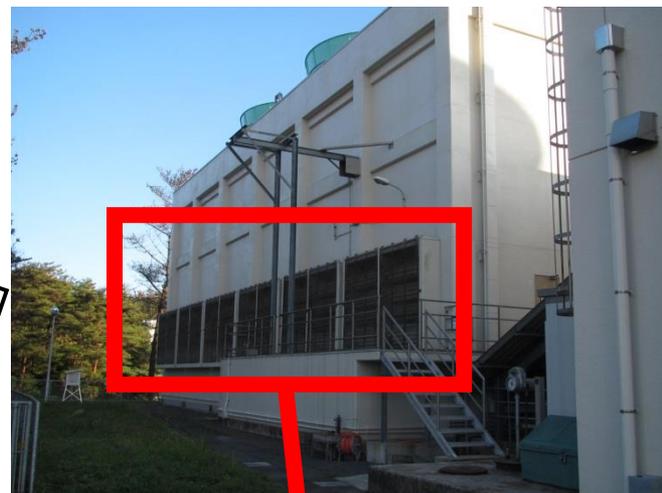
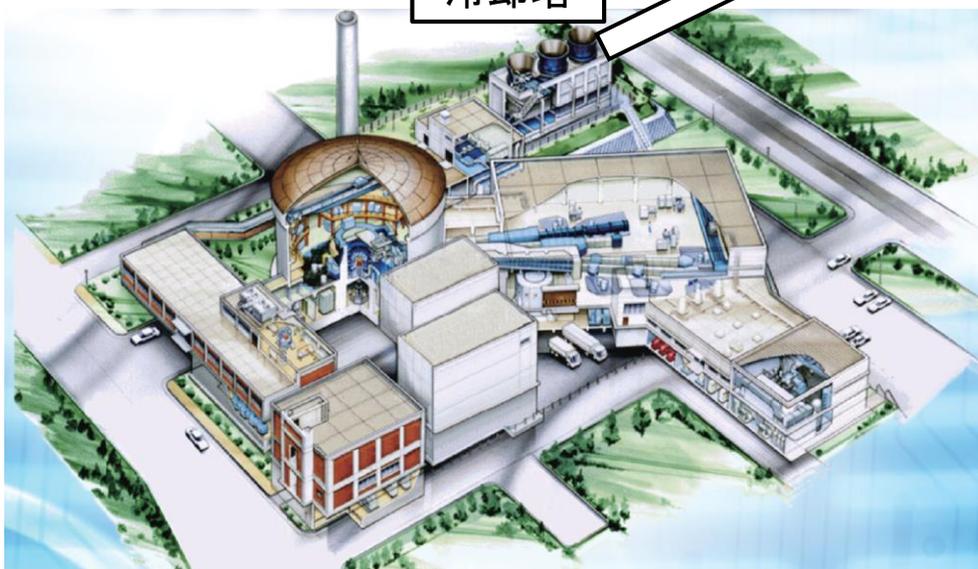
敷地周辺で確認されている最も厚いテフラの層厚としては、4.5万年前の赤城鹿沼テフラ(Ag-KP)の10~40cmが確認されている。

枯葉混入防止策が施されており、施設の安全性に影響のないことを確認。

◆ 枯れ葉対策

枯葉の影響が想定される冷却塔の空気
の取り込み口には、枯葉等の混入防止のため
金網を設置。また、原子炉建家等の給気の
取り込み口にも同様の処置を採用

冷却塔



枯れ葉対策

内部火災に対して防護すべき機器等の選定

原子炉の停止、原子炉停止後の崩壊熱除去運転及び放射性物質の閉じ込めに必要な安全機能を内部火災から防護すべき安全機能として抽出。



内部火災に対して防護すべき構築物、系統及び設備機器を選定。

安全機能	構築物、系統及び機器
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置
炉心の形成	燃料要素
	炉心構造物
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。)
	1次冷却系設備
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体
重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール
	(使用済燃料貯蔵ラックを含む。)
原子炉の緊急停止	制御棒、スクラム機構
未臨界維持	制御棒
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生	安全保護回路(停止系)
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系
計測・制御(安全保護機能を除く。)	中性子計装設備*、プロセス計装設備*

* : 崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

安全保護回路、非常用電源系等の防護対象ケーブルの分離は以下のとおりとする。

<水平方向の分離>

- 異系統の開放型トレイが水平に敷設された場合はそれらの間は1000mm以上の空隙を設ける。(図-1)
- 異系統の蓋付きトレイが水平に敷設された場合はそれらの間は25mm以上の空隙を設ける。(図-2)

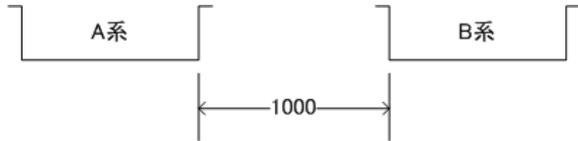


図-1

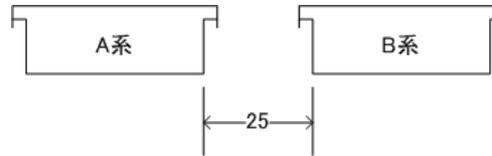


図-2

<垂直方向の分離>

- 異系統のトレイが積み重なっている場合、上方トレイには底板、下方トレイには蓋を設け、さらに25mm以上の空隙を設ける。(図-3)
- 異系統のトレイが交差している場合はトレイ両脇300mmに渡って上方トレイには底板を、下方トレイには蓋を設け、さらに25mm以上の空隙を設ける。(図-4)

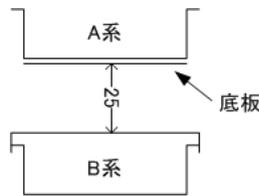


図-3

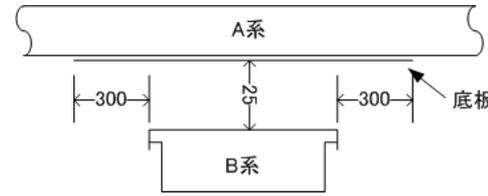
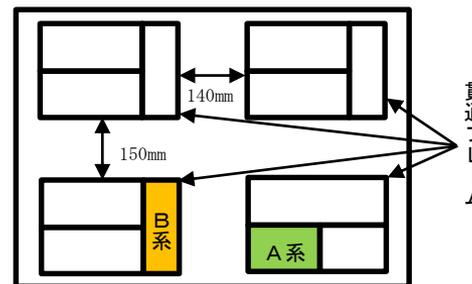


図-4

- 防護対象ケーブルのトレイとそれ以外の一般ケーブルトレイの分離は、一般ケーブルトレイの火災で複数系統の防護対象ケーブルを損傷しなければ分離したものと見なす。
- 異系統の密閉式ダクト又は電線管同士が交差、接近した場合の分離距離に限っては特に指定しない。
- 原子炉建家壁の貫通部(MCT)については、A系及びB系をそれぞれ分離された異なる貫通フレームを通すことによって分離する。



MCTにおける安全保護系ケーブルの貫通場所



ケーブル貫通部

内部溢水に対して防護すべき機器等の選定

原子炉の停止、原子炉停止後の崩壊熱除去運転及び放射性物質の閉じ込めに必要な安全機能を内部溢水から防護すべき安全機能として抽出。



内部溢水に対して防護すべき構築物、系統及び設備機器を選定。

安全機能	構築物、系統及び機器
過大な反応度の添加防止	制御棒駆動装置
炉心の形成	燃料要素
	炉心構造物
炉心の冷却	冠水維持設備(サイフォンブレイク弁を除く。)
	1次冷却系設備
炉心の保護	原子炉プールコンクリート躯体
重水を内蔵する機能	重水タンク、重水冷却系設備
放射性物質の貯蔵機能	使用済燃料プール (使用済燃料貯蔵ラックを含む。)
原子炉の緊急停止 未臨界維持	制御棒、スクラム機構
	制御棒
工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号の発生	安全保護回路(停止系)
原子炉停止後の除熱	1次冷却材補助ポンプ
安全上特に重要な関連施設	非常用電源系
計測・制御(安全保護機能を除く。)	中性子計装設備*、プロセス計装設備*

*: 崩壊熱除去運転のために監視が必要な設備に限る。

- 1階での溢水は開口部（ハッチ、階段等）から地階へ集水を考慮
- 地階の床面排水ピットから排水考慮
- 多量の溢水の場合、排水を考慮せず、地階に集水を考慮

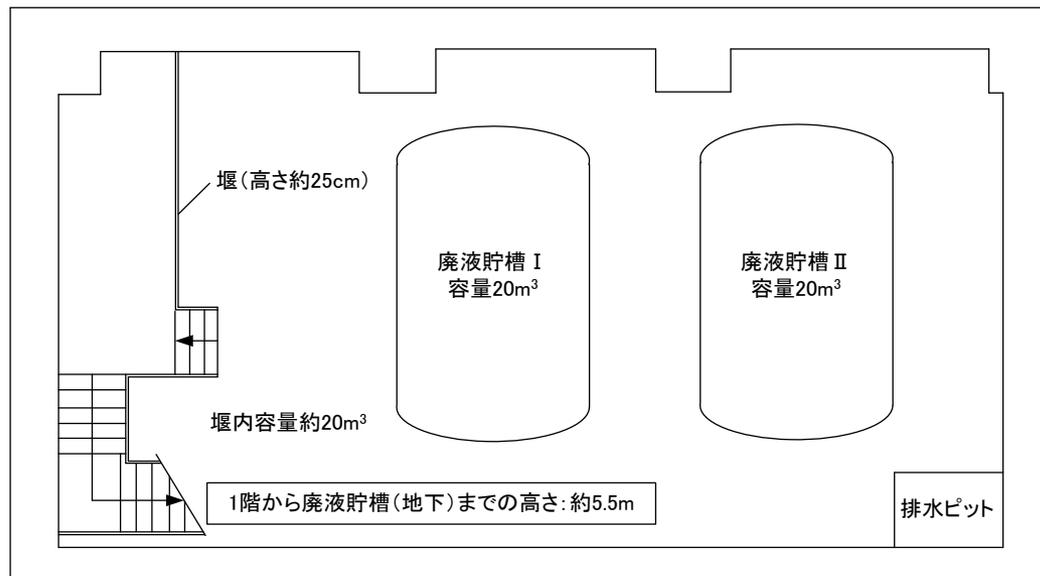


原子炉建家 概略断面図

- 溢水を考慮し、設備周りに堰を設けてある。
- 2基の全量漏えいを考慮したとしても、廃液貯槽室は地下にあり1階まで約5.5mあるため管理区域から屋外(非管理区域)へ漏えいすることはない。



廃液貯槽室(タンク)



廃液貯槽室(配置)

① 基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象

《発生防止及び拡大防止対策》

① 設計基準の範囲における対策

- 異常状態の検知、スクラム信号の発生に失敗がないように、安全保護回路を多重化する。また、手動スクラムによる停止も可能にする。
- 安全保護回路は、“1 out of 2”のロジック回路を採用し、電源喪失に対してフェイルセーフの設計とする。
- 停止機能として、制御棒による停止系の他に重水ダンプによる停止系をもち、制御棒が挿入困難な場合には、重水ダンプにより原子炉に負の反応度を添加する。
- 重水ダンプ弁は非常用電源から給電する。また、電源喪失時にも手動操作ができるように設計する。

② 設計基準の範囲を超える対策

- 重水ダンプが困難な場合は、炉頂部よりホウ酸を投入する。

《影響緩和対策》

① 設計基準の範囲における対策

- 室内及び敷地周辺の放射線モニタリングを行う。
- 燃料が損傷した場合は、チャコールフィルタを設けた非常用排気設備（工学的安全施設）により、放射性物質の放出を抑制する。
- 非常用排気設備は非常用電源設備から給電する。

② 設計基準の範囲を超える対策

- 地震影響等により、原子炉建家が損傷を受け気密が低下した場合は、目張り等の補修を行う。
- 非常用排気設備や電源設備に損傷を受けた場合は、復旧に努める。
- 非常用排気設備が使用できない場合は、原子炉建家内に放射性物質を閉じ込め、放出を抑制する。
- 敷地周辺の放射線量の上昇が顕著に見られる場合は、非常用排気設備を停止し、放射性物質の放出を抑制する。
- 非常用排気設備を使用せず原子炉建家内に放射性物質を閉じ込める際には、必要に応じて原子炉建家の必要箇所（出入り口、非常口等）に目張りを行う。

②炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象

《発生防止及び拡大防止対策》

①設計基準の範囲における対策

- 炉心作業終了後、原子炉内の点検を十分に行い、また、原子炉の運転の前に1次冷却材主ポンプを起動した後、炉心を点検し異物がないことを確認する。
- 1次冷却系配管にストレーナを設けることにより、冷却材の循環中に異物を取り除く。
- 運転中は上部遮蔽体を閉じ、炉心上部からの異物等の混入を防止する。
- 原子炉運転中はITVにより炉心に異物等がないことを観察する。
- 流路閉塞に伴う出力異常(振動)を検知した場合は、直ちに手動スクラムにより原子炉を停止する。

《影響緩和対策》

①設計基準の範囲における対策

- 燃料の損傷を検知するため、燃料破損検出器(FFD)により異常検知して警報を発生するようにする。
- 燃料事故モニターの指示値が上昇し、バックグラウンド値の2倍で警報、10倍で原子炉は自動停止するように設計する。
- さらに、50倍で工学的安全施設が作動し、チャコールフィルタを設けた非常用排気設備により、放射性物質の放出を抑制する。

②設計基準の範囲を超える対策

- 非常用排気設備が使用できない場合は、原子炉建家に閉じ込め、放射性物質の放出を抑制する。
- 敷地周辺の放射線量の上昇が顕著に見られる場合は、炉室換気系を停止し、放射性物質の放出を抑制する。
- 非常用排気設備を使用せず原子炉建家内に放射性物質を閉じ込める際には、必要に応じて原子炉建家の必要箇所(出入り口、非常口等)に目張りを行う。

③基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象

《発生防止及び拡大防止対策》

①設計基準の範囲における対策

- 原子炉プール躯体は耐震Sクラスで設計する。
- 水平実験孔には、二重の封止板を設置し、大量の漏えいを防止する。
- 炉下室への流出に対して、炉下室を水密構造とし、炉下室が冷却材で満たされたとしても冠水が維持できるように考慮した構造とする。
- 原子炉プール水位が低下(通常水位より300cm)した場合は、サイフォンブレイク弁(工学的安全施設)が働く。サイフォンブレイク弁は耐震Sクラスで設計する。

②設計基準の範囲を超える対策

- 原子炉プール水位が低下(通常水位より300cm)した場合において、サイフォンブレイク弁が自動で開とならないときは、手動で開操作を行う。
- 1次冷却材の流出を止めるために、1次冷却系配管に設置してある止め弁(手動弁)を閉める。
- 止め弁が有効に機能しない場合は、補給水や流出した冷却材の回収などを行う。
- 既設の設備による冷却材の回収が困難な場合に備え、可搬型の汲上ポンプを用意する。
- 非常用電源設備が使用できない場合に備え、汲上ポンプ用の可搬型の発電機を備える。
- 流出箇所を特定し、配管の補修を行う。
- 炉心上部より、消火設備を用いて散水を行い、原子炉建家外への放射性物質の放出を抑制する。
- 原子炉プールへの給水や散水には、必要に応じて所内の消防車を活用する。
- 水源としては、施設内の軽水貯留タンクの他に、構内の貯水槽などを使用する。

斜体・下線部:新たに追加する設備等

③基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象

《影響緩和対策》

①設計基準の範囲における対策

- 冠水が維持できず燃料が損傷した場合は、チャコールフィルタを設けた非常用排気設備(工学的安全施設)により、放射性物質の放出を抑制する。
- 非常用排気設備は非常用電源設備から給電する。

②設計基準の範囲を超える対策

- 地震影響等により、原子炉建家が損傷を受け気密が低下した場合は、目張り等の補修を行う。
- 非常用排気設備や電源設備に損傷を受けた場合は、復旧に努める。
- 非常用排気設備が使用できない場合は、原子炉建家内に放射性物質を閉じ込め、放出を抑制する。
- 敷地周辺の放射線量の上昇が顕著に見られる場合は、非常用排気設備を停止し、放射性物質の放出を抑制する。
- 非常用排気設備を使用せず原子炉建家内に放射性物質を閉じ込める際には、必要に応じて原子炉建家の必要箇所(出入り口、非常口等)に目張りを行う。
- 炉心上部に接近できない場合に備え、炉室1階や原子炉建家外から給水するためのホース等を設ける。

斜体・下線部:新たに追加する設備等

◆ 大規模損壊事象の想定

- ここまでで想定した以下の事象を超える事象を想定する。
 - 基準地震動を超える地震によるスクラム失敗事象
 - 炉心流路閉塞による炉心冷却機能の喪失事象
 - 基準地震動を超える地震による冠水維持機能の喪失事象
- ⇒ 炉心の大規模損壊事象の発生を想定する。

◆ 大規模損壊事象の原因

- 基準地震動を大きく超える地震や航空機テロ(航空機の衝突)等の外部事象及び爆発等の内部事象

◆ 大規模損壊事象への対応

- 炉心や原子炉プールの損壊の可能性があり、このときには、消火設備等を用いて放水することにより、燃料及び原子炉建家内の空間に散水を行い、放射性物質の放散をできる限り抑制する。方法は、原子炉建家外の水源から消火設備や消防車を利用する。
- その他、実験者等の避難、敷地周辺の放射線量の監視、作業員の被ばく低減等について、共通的な対策で述べた対策と同じ対策をとる。

◆ 使用済燃料の保管状況

- 改造後のJRR-3原子炉施設には使用済燃料プール、使用済燃料貯槽No.1及びNo.2があり、保管容量は730体である。現在は、[]体を保管中である。
- 使用済燃料は米国に輸送することになっており、対米輸送を行っている。仮に、米国への輸送を行わなかった場合にも、残容量は[]体分以上あり、発生量は最大でも年間約20体のため、25年以上の運転に支障がない。

◆ 使用済燃料の処分方法

- 改造後のJRR-3の使用済燃料は設置変更許可申請書において、米国エネルギー省(DOE)に引き渡すこととしている。

◆ 安全文化の醸成及び維持に係る活動

- 安全を最優先とする意識を育成し、維持するため、以下の活動方針を踏まえ、毎年度、安全文化の醸成等に係る活動計画を策定している。
- 本活動の評価(毎年度1回以上)、マネジメントレビュー(品質マネジメントシステムの有効性及び活動方針の見直しの必要性について理事長を行う評価)の結果に基づく改善指示を受け、活動計画を継続的に改善している。

令和2年度の活動方針(原子力安全に係る品質方針)

- (1) 安全確保を最優先とする。
- (2) 法令及びルール(自ら決めたことや社会との約束)を守る。
- (3) 情報共有及び相互理解に、不断に取り組む。
- (4) 保安業務(運転管理、施設管理等)の品質目標とその活動を定期的にレビューし、継続的な改善を徹底する。

◆ 内部及び外部の機関による監査等

- 原子力規制庁による原子力規制検査や茨城県による立入調査により、保安活動の実施状況等について検査を受検している。
- 品質保証活動として実施している原子力安全監査(内部監査)を実施している。

◆ 安全管理の徹底(過去の事故・トラブルへの対応)

- 核燃料サイクル工学研究所再処理施設ガラス固化技術開発施設(TVF)において発生した物品盗難事案を踏まえた再発防止対策及び原子力機構における過去の事故・トラブルに共通する根本的な要因を踏まえた改善について、令和2年7月14日に「安全管理の徹底について(最終報告)」を茨城県に提出しました。
- 繰り返し事故・トラブルを発生させないために13項目の再発防止対策を引き続き着実に実施することで、安全意識の向上及び基本動作の徹底を浸透させ不安全行為の撲滅を目指していきます。

【13項目の再発防止対策】

- ①品質保証活動の見直し改善、拠点の自律性の強化
- ②現場密着型の作業監視・評価の実施
- ③保安教育・訓練に関する仕組みの改善
- ④安全・核セキュリティー統括部と各拠点保安管理部門の連携したマネジメントの強化
- ⑤安全に係る専門分野の人材活用と補強
- ⑥CAP活動の導入と推進
- ⑦作業責任者制度の導入と推進
- ⑧安全主任者制度の導入と推進
- ⑨請負作業に関する契約の見直しと必要な資源の確保
- ⑩請負企業に対する品質保証活動の強化
- ⑪請負企業との協働による安全活動の実施
- ⑫小集団活動「元気向上プロジェクト」の推進
- ⑬無駄な作業の排除や、業務のスリム化の推進

◆ 緊急作業に係る放射線管理

- 保安規定に基づき緊急作業に従事する者について線量限度を設けている。
 - ・実効線量:100mSv (緊急作業従事者:250mSv)
 - ・眼の水晶体の等価線量:300mSv
 - ・皮膚の等価線量:1Sv
- 基本線量計及び補助線量計(警報付きポケット線量計、リングバッジ、不均等線量計)を装着して上記の被ばく線量を超えて確定的影響を発生させないように従事者の被ばく管理を行う。
- 甲状腺の内部被ばくを防止するため、原子力事業者防災業務計画に基づき、安定ヨウ素剤を準備している。