国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【本文】



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備	5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び
イ. 試験研究用等原子炉施設の位置	イ. 試験研究用等原子炉施設の位置
(省略)	(変更なし)
ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造	ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造
(1)~(2) (省略)	(1)~(2) (変更なし)
(3) その他の主要な構造	(3) その他の主要な構造
原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に加え、以下の基本方針に基づき、「設	原子炉施設は、(1) 耐震構造、(2) 耐津波構造に
置許可基準規則」に適合するように設計する。	置許可基準規則」に適合するように設計する。
a. 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津波を除く。)が発生した場合において	a. 安全施設は、想定される自然現象(地震及び津
も、安全機能を損なわない <u>ように設計</u> する。また、重要安全施設については、当該重	も、安全機能を損なわない <u>設計と</u> する。また、重
要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要	全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定
安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を適切に考慮するものとす	施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる
<u>3.</u>	及び時間的変化を考慮して適切に組み合わせる。
	自然現象(地震及び津波を除く。)については、
	なお、敷地で想定される自然現象のうち、高潮
	上考慮する必要はない。
	重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあ
	選定した自然現象に含まれる。
	<u>(a-1) 洪水</u>
	敷地は鹿島台地にあり、地形的にみて洪水に
	<u>て、洪水を考慮する必要はない。</u>
	<u>(a-2) 降水</u>
	屋外に位置する安全施設のうち、浸水により
	は、水戸地方気象台で記録されている1時間降:
	し、浸水を防止することで、安全機能を損なわれ
	<u>(a-3) 風 (台風)</u>
	屋外に位置する安全施設のうち、風(台風)
	ものは、風荷重に対する設計を、建築基準法に
	設計とする。
	<u>(a-4) 凍結</u>
	屋外に位置する安全施設のうち、凍結により
	<u>は、水戸地方気象台で記録されている最低気温</u>
	することで、屋内設備については換気空調設備に
	損なわない設計とする。
	屋外に位置する安全施設のうち、積雪により
	は、茨城県建築基準法関係条例に基づく設計基準
	全機能を損なわないようにする。
	<u>(a-6) 落雷</u>

ド設備

こ加え、以下の基本方針に基づき、「設

書波を除く。)が発生した場合において 重要安全施設については、当該重要安 定される自然現象により当該重要安全 5応力<u>について、それぞれの因果関係</u>

網羅的に抽出する。

周については、立地的要因により設計

ると想定される自然現象は、以下に

よる被害は考えられない。したがっ

安全機能を損なうおそれのあるもの 水量の最大値に、適切な余裕を考慮 ない設計とする。

により安全機能を損なうおそれのある 基づいて行い、安全機能を損なわない

<u>安全機能を損なうおそれのあるもの</u> に、適切な余裕を考慮し、凍結を防止 により環境温度を維持し、安全機能を

安全機能を損なうおそれのあるもの 準積雪量により設計を行うことで、安

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	雷害防止として、屋外に位置する安全施設の
	超える安全施設には避雷設備を設ける。また、過
	設して接地抵抗の低減を図る。
	<u>(a-7)地滑り</u>
	大洗研究所(南地区)の敷地には、設置許可用
	て「変動地形学的調査結果によると、敷地には地
	られない」としており、安全施設の安全機能を挑
	い。したがって、地滑りを考慮する必要はない。
	(a-8) 生物学的事象
	海より取水していないため、海生生物等による
	水供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、
	生物の発生による影響を軽減し、関連する安全が
	る。また、屋内設備は建屋の雨水流入防止措置に。
	はシールすることで、これを防止する。
	<u>(a-9)</u> 火山の影響
	安全施設は、原子炉施設の運用期間中において
	し得る火山事象として設定した層厚 50cm、湿潤
	策を行い、建屋による防護、構造健全性の維持、
	能を損なわない設計とする。
	<u>(a-10)</u> 竜巻の影響
	安全施設は、原子炉施設の運用期間中において原
	る設計竜巻として設定した最大風速 100m/s の竜巻
	構造健全性の維持、代替設備の確保等によって、安
	(a-11) 外部火災 (森林火災) 爆発及7%近隣工場
	安全施設は、想定される外部水災において 島も
	安全機能を指かわかい設計とする。
	想定される森林火災の延焼防止を目的として「周
	た植生データ等を基に求めた最大火線強度(1.063)
	<u> て に て て 、 で に な 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、</u>
	防火帯は延焼防止効果を損かわたい設計とし、防
	場合け必要最小限とすス
	*た 本林水災に上ス執影響についてけ 星十ル
	<u> あた、林田八次による部家音については、取八次</u> しても、 離隔距離の確促生に上的安全協設の安全地
	下して、一種情に耐い症体すにより女主他成の女主物 「日子に協設動地マけスの国辺で相定される百子に
	<u>「小」が爬収放地入れてい月辺し心止されるがすか</u> おみれがある東角であって「カロ」とスまの(サ音
	<u>おこ4000の事家でのつて八荷によるもの(叺息に</u> 近隣の産業協塾のル巛・爆発についてけ。随時明朝
	<u>バードサンパモ未加ロスシンノング・7家光にこうい、しは、、開い閉止間</u> たわたい、空手ス
	<u>は47はV、</u> 放訂とりる。
	<u>また、芯化さ4しる原子が肥良</u> 家地内に設直する加 にたるよ然についてけ、産原明確も確保ナスとし
	<u>による次火については、</u> 離隔距離を確体すること、
	加により必要な機能を確保すること、女生上文障の

うち、建築基準法に基づき高さ 20m を 避雷設備の接地極として、接地網を敷

申請書添付書類六 3.4.2.1項におい 地すべり地形及びリニアメントは認め 損なうような地滑りが生じることはな

る影響はない。補機冷却設備及び脱塩 、必要に応じて、薬液注入を行い、微 施設の安全機能を損なわない設計とす より、屋外に設置される端子箱貫通部

<u>て原子炉施設の安全機能に影響を及ぼ</u> 密度 1.5g/cm³の降下火砕物に対し対 、代替設備の確保等によって、安全機

原子炉施設の安全機能に影響を及ぼし得 に対し対策を行い、建物による防護、 安全機能を損なわない設計とする。 場等の火災) も厳しい火災が発生した場合においても

<u> 原子炉施設周辺の植生を確認し、作成し</u> ßk₩/m)から算出される防火帯(約 18m

防火帯に可燃物を含む機器等を設置する

戸施設の安全性を損なわせる原因となる こよるものを除く。)として想定される 雛の確保により安全施設の安全機能を損

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
	又はそれらを適切に組み合わせることで、その安全
	<u> </u>
	外部火災による屋外施設への影響については、
	とで安全施設の安全機能を損なわない設計とする。
	また、外部火災の二次的影響であるばい煙及び
	調設備等に適切な防護対策を講じることで安全施
b. 安全施設は、敷地及びその周辺において想定される原子炉施設の安全性を損なわせ	b. 安全施設は、敷地及びその周辺において想定さ
る原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(故意によるものを除く。)に	る原因となるおそれがある事象であって人為によ
対して安全機能を損なわない <u>ように設計</u> する。	対して安全機能を損なわない <u>設計と</u> する。
	敷地又はその周辺において想定される原子炉施
	おそれがある事象であって人為によるもの(故意
	羅的に抽出する。
	(b-1) 航空機落下
	航空機の落下確率は、防護設計の要否を判断
	回る。したがって、航空機落下を考慮する必要
	<u>(b-2)ダムの崩壊</u>
	原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に
	<u>がって、ダムの崩壊を考慮する必要はない。</u>
	<u>(b-3) 爆発</u>
	原子炉施設の近くに、爆発により安全施設に
	貯蔵設備はない。したがって、爆発を考慮する
	<u>(b-4) 有毒ガス</u>
	<u>安全施設は、想定される有毒ガスの発生に対</u>
	制御室の居住性を損なわない設計とする。
	<u>(b-5)船舶の衝突</u>
	原子炉施設は、港湾等を有していない。また
	原子炉施設からは十分離れている。したがって
	<u>(b-6)</u> 電磁的障害
	安全機能を有する安全保護回路は、施設内で
	より機能が喪失しないよう、絶縁回路の設置に
	とともに、鋼製筐体の適用等により電磁波の侵
	する設計とする。
c. 原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は	c. 原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵
易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物	易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又に
件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。	件が持ち込まれること及び不正アクセス行為を防
	核物質防護に係るものについては、核物質防調
	原子炉施設への人の不法な侵入(人による核物
	含む。)を防止するため、安全施設を含む区域は
	管理を行うことができるように設計する。
	原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する
	<u>の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれ</u>

全施設の安全機能を損なわない設計と <u>す</u>
屋外施設の温度を許容温度以下とするこ
ー 有毒ガスによる影響については、換気空 設の安全機能を損なわない設計とする。 れる原子炉施設の安全性を損なわせ るもの(故意によるものを除く。)に
設の安全性を損なわせる原因となる によるものを除く。)については、網
<u>する基準である 10⁻⁷ 回/炉・年を下</u> はない。
影響を及ぼすようなダムはない。した
影響を及ぼすような爆発物の製造及び 必要はない <u>。</u>
し、中央制御室換気系等により、中央
<u>原子炉施設の東側に海岸があるが、</u> 船舶の衝突を考慮する必要はない。
発生する電磁干渉や無線電波干渉等に よるサージ・ノイズの侵入を防止する 入を防止し、電磁的障害の発生を防止
入、原子炉施設に不正に爆発性又は 他の物件を損傷するおそれがある物 しまるための設備を設ける。 対策の一環としても実施する。 り質の不法な移動又は妨害破壊行為を
<u>、これらの区域への接近管理及び出入</u> <u>物件その他人に危害を与え、又は他</u> ること(大洗研究所内の人による核

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
 d. 原子炉施設には、火災(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を 含む。)により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災の発生を防止 することができ、かつ、早期に火災発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下 「消火設備」という。)並びに火災の影響を軽減する機能を設ける。また、消火設備 は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるため の機能を損なわないものとする。 	 物質の不法な移動又は妨害破壊行為、郵便物等に。 又は有害物質の持ち込みを含む。)を防止するため け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件系 原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び は装置の操作に係る情報システムは、電気通信回斜 断する設計とし、不正アクセス行為(サイバーテロ 使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的い 客を防止することができるように設計する。また、 コンピュータウイルスに感染する等によるシステム 炉施設の出入管理により、物理的アクセスを制限する設計とする。 d、原子炉施設には、火災(ナトリウムが漏えいした (以下「ナトリウム燃焼という。」)を含む。以下回 損なわれないようにするため、火災の発生を防止す 発生を感知する設備及び消火を行う設備(以下「新響を軽減する機能を設ける。 火災防護対策を講じるに当たり、ナトリウム燃焼 発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム 火災(ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方葉 火災(ナトリウム燃焼を除く火災をいう。以下回り 用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係至い いう。)」及び「原子力発電所の内部火災影響評価系 「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」 とする。 また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起 停止させるための機能を損なわないものとする。
 e. 安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生した場合においても、安全機能を損なわないように設計する。また、原子炉施設は、原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものとする。 f. 安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように、また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の操作を期待しなくても、原子炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故が安全に終止できるように設計する。 	 e.安全施設は、原子炉施設内における溢水が発生しなわないように設計する。また、原子炉施設は、原体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質いて、当該液体が管理区域外へ漏えいしないものと f.中央制御室における制御盤等(操作スイッチ等を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を考慮して、系統及び警報表示を設け、保守点検において、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においてする。 安全施設は、その操作が必要となる理由となったにもたらされる環境条件及び施設で有意な可能性を存むをしても、運転員が容易に操作できるように設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転炉の固有の安全性及び安全保護回路の動作により、基準事故が安全に終止できるように設計する。

よる大洗研究所の外部からの爆破物
 め、原子炉施設には、柵等の障壁を設
 を管理できるように設計する。
 び核物質防護のために必要な設備又
 線を通した外部からのアクセスを遮
 ロを含む。)により、電子計算機等に
 に反する動作をさせる行為による被
 、外部から電子媒体が持ち込まれて
 ムの異常動作を防止するため、原子
 なとともに、関係者以外のアクセスを

た場合に生じるナトリウムの燃焼 「<u>同じ。</u>)により原子炉施設の安全性が することができ、かつ、早期に火災 消火設備」という。)並びに火災の影

法焼に対しては、「ナトリウム漏えいの ム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消 策のそれぞれを講じる設計とし、一般 1じ)に対しては、必要に応じて、「実 る審査基準(以下「火災防護基準」と ガイド」を参考に「火災の発生防止」、 」の三方策を適切に組み合わせる設計

起きた場合においても原子炉を安全に

した場合においても、安全機能を損 原子炉施設内の放射性物質を含む液 質を含む液体があふれ出た場合にお とする。

を含む。)は、人間工学上の諸因子を を表示するとともに、各盤には、操 かつ迅速に把握できるように運転表 いても誤りが生じにくいように設計

た事象が有意な可能性をもって同時 をもって同時にもたらされる環境条 に、また、運転時の異常な過渡変化 転員の操作を期待しなくても、原子 、運転時の異常な過渡変化又は設計

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
g. 原子炉施設には、位置を明確かつ恒久的に表示することにより容易に識別できる安	g. 原子炉施設には、 <u>その</u> 位置を明確かつ恒久的に表
全避難通路、照明用の電源が喪失した場合においても機能を損なわない避難用の照	る安全避難通路、照明用の電源が喪失した場合にお
明、及び設計基準事故が発生し、事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能	照明、及び設計基準事故が発生し、事故対策のため
となる照明(電源を含む。)を設ける。	能となる照明(電源を含む。)を設ける。 <u>充電式の</u>
	は非常用ディーゼル電源系により行う。
h. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能を確保するように、また、	h.安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、多
その健全性及び能力を確認するため、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査がで	その健全性及び能力を確認するため、原子炉の運輸
きるように設計する。安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有す	きるように設計する。安全施設のうち、安全機能の
るものについては、想定される単一故障が発生した場合であって、外部電源が利用で	るものについては、想定される単一故障が発生した
きない場合においても機能できるように、その機能、構造及び動作原理を考慮して、	きない場合においても機能できるように、その機能
多重性又は多様性、及び独立性を確保するように設計する。なお、安全施設は、他の	多重性又は多様性、及び独立性を確保するように記
原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子炉	原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基
施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設の安全性を損なわない	施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、
ように設計する。	ように設計する。
i. 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての	i. 安全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に
環境条件において、その機能を発揮できるように設計する。また、安全施設は、機器	環境条件において、その機能を発揮できるように記
又は配管の損傷に伴う飛散物により安全性を損なわないものとする。	又は配管の損傷に伴う飛散物により安全性を損なれ
j. 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることな	j. 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時におい
く、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事	く、原子炉施設を通常運転時の状態に移行できる。
故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却	故時において、炉心の著しい損傷が発生するおそれ
できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故に至るおそれがある異常を生	できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準
じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とする。	じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼる
k. 原子炉施設は、通常運転時において、原子炉施設からの直接ガンマ線及びスカイシ	k. 原子炉施設は、通常運転時において、原子炉施設
ャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「発電用軽水型原子炉施設の安全審査	ャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率が「豸
における一般公衆の線量評価について(平成元年原子力安全委員会了承)」を参考に、	における一般公衆の線量評価について(平成元年原
空気カーマで年間 50μGy 以下となるように設計及び管理する。	空気カーマで年間 50 µ Gy 以下となるように設計及
1. 原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地内にいる従業員及び	1. 原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合に
見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行	見学者等を含めた全ての人に対し、過度の放射線被
う事象の発生の連絡や避難指示等の必要な指示ができるように通信連絡設備を設け	う事象の発生の連絡や避難指示等の必要な指示がで
る。また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必	る。当該通信連絡設備は、構内一斉放送設備、非常
要がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確保した設計とする。なお、外部	<u>グ)から構成する。構内一斉放送設備は、敷地内に</u>
必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用で	非常用放送設備は、原子炉施設内の人に対し、中外
あって多様性を備えたものとし、さらに、原子炉施設の内部における必要箇所との間	<u>る。また、送受話器(ページング)は、中央制御室</u>
の通信連絡設備は、多様性を備えたものとする。通信連絡設備の一部は、大洗研究所で	できるものとする。構内一斉放送設備は、大洗研究
共用する。	<u>源喪失時にあっても使用できるよう、専用の非常</u> F
	及び送受話器(ページング)は、外部電源喪失時にな
	ィーゼル電源系に接続する。
	また、設計基準事故が発生した場合において、原
	がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確

表示することにより容易に識別でき おいても機能を損なわない避難用の めの作業が生じた場合に、作業が可 の可搬型照明の充電は、一般電源系又

安全機能を確保するように、また、 転中又は停止中に試験又は検査がで の重要度が特に高い安全機能を有す た場合であって、外部電源が利用で 能、構造及び動作原理を考慮して、 設計する。なお、安全施設は、他の 基本とする。安全施設を他の原子炉 、原子炉施設の安全性を損なわない

に至るまでの間に想定される全ての 設計する。また、安全施設は、機器 わないものとする。

いて、設計基準事故に至ることな ように設計する。また、設計基準事 れがなく、かつ、炉心を十分に冷却 準事故に至るおそれがある異常を生 ざさない設計とする。

設からの直接ガンマ線及びスカイシ 発電用軽水型原子炉施設の安全審査 原子力安全委員会了承)」を参考に、 及び管理する。

において、敷地内にいる従業員及び 被ばくを防止するという観点から行 できるように通信連絡設備を設け

常用放送設備及び送受話器(ページン こいる人に対し指示できるものとし、 央制御室から指示できるものとす 室と関連する現場との間で通信連絡 究所で共用するものであり、外部電 用発電機を有する。非常用放送設備 あっても使用できるよう、非常用デ

また、設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡をする必要 がある場所との通信回線は、多重性又は多様性を確保した設計とする。なお、外部必 要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用であ って多様性を備えたものとし、さらに、原子炉施設の内部における必要箇所との間の

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	通信連絡設備は、多様性を備えたものとする。通信
	用する。大洗研究所内に設置される現地対策本部カ
	関等へ連絡を行うための通信連絡設備については、
	優先回線の携帯電話及びファクシミリ並びに衛星回
	<u>て多様性を確保したものとする。なお、多量の放射</u>
	た場合においては、災害時優先回線及び衛星回線の
	 ものとする。大洗研究所内部における必要箇所と∅
	- 線の固定電話及びファクシミリ、災害時優先回線 <i>0</i>
	のとする。
m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度	 m. 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い
の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を与えるお	の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当
それがある事故(以下「多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故」という。)	それがある事故(以下「多量の放射性物質等を放け
について評価し、そのおそれがある場合には、事故の拡大を防止するために必要な措	について評価し、そのおそれがある場合には、事
置を講じた設計とする。	置を講じた設計とする。

信連絡設備の一部は、大洗研究所で共 から関係官庁等の異常時通報連絡先機 、一般電話回線の固定電話、災害時 回線の携帯電話により、専用であっ 対性物質等を放出する事故が発生し の携帯電話により多様性を確保した の間の通信連絡設備は、一般電話回 の携帯電話により多様性を備え、相 メタル回線に接続し、携帯電話は、 電源喪失時にあっても使用できるも









変更前(2021.12.2 付補正)	変更後						
ハ. 原子炉本体の構造及び設備	ハ. 原子炉本体の構造及び設備						
原子炉本体は、燃料体(試験用燃料体を含む。)、反射材、制御材、炉心構造物及び原子炉	原子炉本体は、燃料体(試験用燃料体を含む。)、反射材、						
容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、原子炉容器の外側には遮へいグ	容器等から構成する。原子炉容器の上部には回転プラグを、						
ラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設ける。	ラファイト及び生体遮へい体を放射線遮蔽体として設け						
(1) 試験研究用等原子炉の炉心	(1) 試験研究用等原子炉の炉心						
炉心は、増殖炉心(以下「MK-I炉心」という。)から照射用炉心(以下「MK-Ⅱ炉	炉心は、増殖炉心(以下「MK-I炉心」という。)か						
心」という。)へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を 140MW とした照射用炉心(以下	心」という。)へ変更された後、更に変更を加え、熱出力						
「MK-Ⅲ炉心」という。)に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を	「MK-Ⅲ炉心」という。)に変更された。本申請書では						
100MWとした照射用炉心(以下「MK−Ⅳ炉心」という。)を対象とする。	100MWとした照射用炉心(以下「MK-N炉心」という。)						
(i)構造	(i)構造						
(省略)	(変更なし)						
(ii) 燃料体の最大挿入量	(ii) 燃料体の <u>最高燃焼度及び</u> 最大挿入量						
	<u>a. 最高燃焼度</u>						
	(a) 炉心燃料集合体						
	燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均						
	焼度」という。)は、90,000MWd/t とする。						
	(b)照射燃料集合体						
	燃料要素最高燃焼度は、下記のとおりとする。						
	Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素 130,000MWd/t						
	Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素						
	A型照射燃料集合体装填時 150,000MWd/t						
	<u>B型照射燃料集合体装填時</u> 200,000MWd∕t						
	D型照射燃料集合体装填時 200,000MWd/t						
	先行試験用要素 200,000MWd/t						
	基礎試験用要素 200,000MWd/t						
	<u>A型用炉心燃料要素</u> 90,000MWd/t						
	<u>限界照射試験用補助要素</u> 130,000MWd/t						
	<u>b. 最大挿入量</u>						
燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質量(最大)及び熱遮へいペレッ	燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質						
ト領域核分裂性物質量(最大)を以下に示す。なお、試験用燃料体(以下「照射燃料	ト領域核分裂性物質量(最大)を以下に示す。なお、						
集合体」という。)は、炉心燃料領域に装荷するものとする。燃料集合体の種類毎の最	集合体」という。)は、炉心燃料領域に装荷するもの						
大個数を第1表に示す。	大個数を第1表に示す。						
燃料集合体の最大個数 79 体	燃料集合体の最大個数 79 体						
炉心燃料集合体の最大個数 79 体	炉心燃料集合体の最大個数 79 体						
照射燃料集合体の最大個数 4体	照射燃料集合体の最大個数 4体						
炉心燃料領域核分裂性物質量(最大)	炉心燃料領域核分裂性物質量(最大)						
²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu 約 150kg	²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu 約 150kg						
²³⁵ U 約100kg	²³⁵ U 約 100kg						
熱遮へいペレット領域核分裂性物質量(最大)	熱遮へいペレット領域核分裂性物質量(最大)						
天然ウラン 約 1kg	天然ウラン 約1kg						
劣化ウラン 約 50kg	劣化ウラン 約 50kg						

材、制御材、炉心構造物及び原子炉 を、原子炉容器の外側には遮へいグ る。

から照射用炉心(以下「MK-Ⅱ炉 出力を 140MW とした照射用炉心(以下 では、更に変更を加え、熱出力を う。)を対象とする。

平均の最高(以下「燃料要素最高燃

物質量(最大)及び熱遮へいペレッ お、試験用燃料体(以下「照射燃料 ものとする。燃料集合体の種類毎の最

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心燃料集合体のそれを超	照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物
えないものとする。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体	えないものとする。また、B型、C型及びD
当たりの核分裂性物質量は、A型照射燃料集合体のそれの最大を超えないものと	当たりの核分裂性物質量は、A型照射燃料集
する。	する。
なお、照射用実験装置を半径方向反射体領域、半径方向遮へい集合体領域に装	なお、照射用実験装置を半径方向反射体領
荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレット領域の核分裂性物質	荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱
量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質量を加	量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へ
えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。	えても、核分裂性物質の全挿入量を超えない
$(iii) \sim (iv)$	$(iii) \sim (iv)$
(省略)	(変更なし)
第1表~第2表 (変更なし)	第1表~第2表 (変更なし)
(2)燃料体	(2)燃料体
燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合体から構成する。 <u>炉心燃料集合体</u>	燃料集合体は、炉心燃料集合体及び照射燃料集合
は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷	<u>炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度</u>
<u>重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著</u>	料集合体の2種類から構成する。 炉心燃料集合体は
しい変形を生じないように設計する。照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照	渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加荷重
<u>射燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安全に停止するために必要な機能及</u>	荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著し
<u>び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また、輸送中又は取扱中において、著</u>	照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び
<u>しい変形が生じないように、さらに、放射性物質の漏えい量を抑制するための措置を講</u>	めの試験に使用するものであり、構造がそれぞれ異
<u>じることができるように設計する。</u>	燃料集合体の4種類から構成する。照射燃料集合体
炉心燃料集合体は、核分裂性プルトニウム富化度等が異なる内側燃料集合体と外側燃	燃料集合体が破損した場合においても、原子炉を安
料集合体の2種類から構成する。照射燃料集合体は、高速増殖炉用燃料の開発及び高速	<u>炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、また</u>
<u> 炉用燃料の設計精度の向上のための試験に使用するものであり、構造がそれぞれ異なる</u>	い変形が生じないように、さらに、放射性物質の漏
<u>A型、B型、C型及びD型照射燃料集合体の4種類から構成する。</u>	ることができるように設計する。
$(i) \sim (ii)$	(i) ~ (ii)
(省略)	(変更なし)
(iii) 燃料要素の構造	(iii) 燃料要素の構造
a. 炉心燃料集合体	a. 炉心燃料集合体
炉心燃料集合体の燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素(内側)及び炉心燃	炉心燃料集合体の燃料要素は、燃料材を有す
料要素(外側)の2種類から構成する。炉心燃料要素は、円筒形のステンレス鋼の	料要素(外側)の2種類から構成する。炉心燃
被覆管にプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット等を挿入し、その被覆管の	被覆管にプルトニウム・ウラン混合酸化物焼結
両端を密封した構造とする。主要仕様は第3表のとおりである。	両端を密封した構造とする。
	燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化
	94%理論密度になるよう焼結したものとする。上語
	を設け、燃料ペレットから放出される核分裂生成ス
	過大な応力が生じることを防止する。
	主要仕様は第3表のとおりである。
b. 照射燃料集合体	b. 照射燃料集合体
(省略)	(変更なし)

物質量は、炉心燃料集合体のそれを超 つ型照射燃料集合体のそれぞれの1体 集合体のそれの最大を超えないものと

頁域、半径方向遮へい集合体領域に装 熟遮へいペレット領域の核分裂性物質 へい集合体領域の核分裂性物質量を加 、ものとする。

合体から構成する。

医等が異なる内側燃料集合体と外側燃 、通常運転時及び運転時の異常な過 をの他の炉心燃料集合体に加わる負 い変形を生じないように設計する。 「高速炉用燃料の設計精度の向上のた なるA型、B型、C型及びD型照射 には、設計基準事故時において、照射 医全に停止するために必要な機能及び 、輸送中又は取扱中において、著し 局えい量を抑制するための措置を講じ

る炉心燃料要素(内側)及び炉心燃 料要素は、円筒形のステンレス鋼の ポペレット等を挿入し、その被覆管の

<u>化物粉末を円柱状にプレス成形し、約</u> 部反射体ペレットの上部にガスプレナム ガス等により、被覆管及び端栓溶接部に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(iv) 燃料集合体の構造	(iv) 燃料集合体の構造
a. 炉心燃料集合体	a. 炉心燃料集合体
炉心燃料集合体は、燃料要素、ステンレス鋼の六角形のラッパ管、ハンドリング	炉心燃料集合体は、燃料要素、ステンレス鋼
ヘッド及びエントランスノズル等から構成する。燃料要素は、 <u>スパイラルワイヤ</u> を	ヘッド及びエントランスノズル等から構成する
巻いた状態で、正三角格子状に配列して、ラッパ管に納められる。主要仕様は第4	の間隙を保持するワイヤスペーサを巻いた状態
表のとおりである。	パ管に納められる。 <u>この下部にエントランスノ</u>
	<u>を配した構造とする。</u> 主要仕様は第4表のとお
b. 照射燃料集合体	b. 照射燃料集合体
(省略)	(変更なし)
(v)最高燃焼度	
<u>a. 炉心燃料集合体</u>	
<u>燃料要素の燃料ペレット部の燃焼度の軸方向平均の最高(以下「燃料要素最高燃</u>	
焼度」という。)は、90,000MWd/t とする。	
b. 照射燃料集合体	
<u>燃料要素最高燃焼度は、下記のとおりとする。</u>	
Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素 130,000MWd/t	
Ⅲ型及びⅣ型限界照射試験用要素	
A型照射燃料集合体装填時 150,000MWd/t	
<u>B型照射燃料集合体装填時 200,000MWd∕t</u>	
D型照射燃料集合体装填時 200,000MWd∕t	
<u>先行試験用要素 200,000MWd/t</u>	
基礎試験用要素 200,000MWd/t	
<u>A型用炉心燃料要素 90,000M₩d/t</u>	
限界照射試験用補助要素 130,000MWd/t	
第3表(1/3) (省略)	第3表(1/3) (変更なし)

間の六角形のラッパ管、ハンドリング 5。燃料要素は、<u>隣接する燃料要素間</u> 気で、正三角格子状に配列して、ラッ <u>パズルを、上部にハンドリングヘッド</u> 5りである。

			婆	変更前	(20	21.12	2.2付補正)							7	変更後	ź	
<u></u> 伙扒	が 相効長さ 一般料部		50cm以下* 5	귀빌	비	귀틸	긔 眶	<u> </u> 년	燃料要素	有効長さ	燃料部	50cm以下* 5	티 티	기 臣	- 티	<u> </u> 표	니 臣
	肉厚(mm)		$0.4 \sim 0.7$	$0.56 \sim 0.76$	$0.4 \sim 0.6$	$0.56 \sim 0.76$	0. 3~0. 8	<u> 1</u> [편		肉厚(mm)		0.4~0.7	0. 56~0. 76	$0.4 \sim 0.6$	0. 56~0. 76	0. 3~0. 8	千 臣
被獲管	外径(mm)		$6.4 \sim 8.5$	$6.5 \sim 7.5$	$6.4 \sim 7.5$	$6.5 \sim 7.5$	$5.4 \sim 8.5$	귀 ፲፱	被覆管	<u>外径(mn)</u>		6.4~8.5	$6.5 \sim 7.5$	$6.4 \sim 7.5$	$6, 5 \sim 7, 5$	$5.4\sim 8.5$	工匠
	林林		オーステナイト系ステンレス舗	高速炉用 フェライト系	メテンレス艶オーステナイト※	メイン レメ 動速炉用 フェラム 下糸	メテンレス編 オーステナイト派 スケンレス編また江 高速炉用フェッイト 総ステンレス領 総ステンレス鋼	× を ら で い 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、		材料	-	オーステナイ ~米 メテンレス鍋	高速炉用 フェライト系	メナンレメ圏 オーステナイト米	メナジレス選 両速行用 フェライト糸	ステンレス鋼 オーステナイト派 ステンレス鋼または 高速炉用フォライト 米ステンレス鋼 (酸化物分散強化型	を含む) ステンレス鋼 (クロム又はクロム ビニッケルを含有さ せた合金鋼、酸化物 分散強化型を含む)
(3)	熟進へい部		ウラン酸化物 * 3 焼結ペフシト	귀世	귀道	비	ウランの*4*6 酸化物、炭化物、 竈化物または金属	ウッン酸化物 * 4 施結ペレット、 サラン炭化物 施結ペレット、 焼結ペレット、 施結ペレット、 施結ケレット、 またはウッソ金属	(3)	熟慮へい部	種類	ウラン酸化物 * 3 焼結ペレット	귀道	귀世	귀世	ウランの ^{*4*6} 酸化物、炭化物、 蜜化物または金属	ウラン酸化物*4 施結ペレット、 ウラン炭化物 施結ペレット、 焼結ペレット、 焼結ペレット、 焼活やレット、 またはウラン金属
仕様(2/	ウラン	濃縮度	26wt%以下	24wt%以下	26wt%以下	24wt%以下	I	I	仕様(2/	ウラン	濃縮度	26wt %以下	24wt%以下	26wt%以下	24wt%以下	85wt %以下	85wt % LJ T
要素の主要	プルトニウム	同位体組成比	原子炉殺	비	구 틸	귀道	비	<u> 1</u> [편	要素の主要	プルトニウム	同位体組成比	原子炉級	귀道	구빌	기 世	년 世	긔 떠
第3表	料部 核分裂性プルト	ニウム富化度"~	I	I	1	I	I	I	第3 <i>表 燃料</i> ∃ ^{燃料材}	料部 核分裂性プルト	<u></u>	25wt%以下	25wt%以下	25wt%以下	25wt%以下	80wt % LJ T	左欄にしいて、 それぞれ 25wt%以下、 24wt%以下 24wt%以下 16wt%以下
	アルトニウム	含有率"」	32wt%以下	귀떨	귀밑	귀빌	I	左檣にしいて、 それぞれ 32mr6以下、 25mr6以下、 30mr6以下、 30mr6以下、 20mt6以下、	QU (繁 プルトニウム	含有率*1	32wt%以下	귀⊫	귀恒	구 ㅌ	(川限なし)	在種にしいて、 それぞれ それぞれ 32wt%以下、 25wt%以下、 30wt%以下、 20wt%以下、
	種類		プルトーウム・ウラン語合酸化物	焼檜ヘレット同上	王国	工匠	ブルトニウムまたは*6*7 ウランの単体または混合 物の酸化物、炭化物、窒 化物または金属	プルトーウム・ウッン 混合酸化物焼給ペーット、 プルトーウム・ウッン 混合炭化物焼給ペレット、 プルトーウム・ウッン 混合変化物焼給ペレット、 混合変化物焼給ペレット、 現合変化物焼給ペレット、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し、 し		contraction of the second	種類	プルトニウム・ウラン 混合酸化物	焼結ヘレシャ同上	王国	千国	プルトニウムまたは* ^{6*7} ウランの単体または混合 物の酸化物、炭化物、窒 化物または金属	プルトトロウム・ウラン 混合酸化物焼給ペレット、 プルトトロウム・ウラン 混合炭化物焼給ペレット、 パルトーロウム・ウラン パルトロウム・ウリン 混合窒化物焼結ペレット、 混合窒化物焼結ペレット、 にかして、
		合体 限射燃料集合体	Ⅲ 型特殊燃料要素	IV型特殊燃料要素	Ⅲ 型限界照射試驗用要素	IV型限界照射試驗用要素	先行試驗用要素	基礎試驗用要素	一里		主体 3軸\\w_sute之休	^{我初於台港口件} 田型特殊燃料要素	IV型特殊燃料要素	山 型限界照射試験用要素	IV型限界照射試驗用要素	先行試驗用要素	基礎試験用要素

对	逐更前	(2021.12.	2 付補正)				変更後
然 在 校 志 表 志 表	燃料部5	50cm以下 ^{* 5} 同上 同上		秋 秋 東 素	脳/ft 変示 有効長さ Makalant	²⁰⁰ 50cm以下 ^{* 5}	十 匡
	肉厚(mm)	約0.35 同上 0.4~0.6			肉厚 (mm)	約0.35	同上 0. 4~0.6
题。	外径(mm)	約5.5 約1.5 同上 6.4~7.5		神経	< ^{272 目} 外径(mm)	糸匀5.5	同上 6.4~7.5
(3 ,	材料	オーステナイト系 ステンレス鋼 同上 同上	50wt % と する。 と する。		材料	オーステナイト米レインシュ館	Markan Alexandra Alexand
四,	種類	ウラン酸化物 ^{* 3} 焼結ペレット 同上 同上	物の最大混入割合は 大混入割合は10mt%		熟慮へい部	1#144 ウラン酸化物*3 柿社ペレント	- - - - - - - - - - - - - - - - - - -
様 (3/3)	ウラッン 濃縮度	約18wt% 同上 26wt%以下	くび核分裂 生産の 見	藤 (3/3)	ウラン	濃縮度 約18wt%	同上 26wt%以下
素 の 主 毎 一	プルトニウム 同位体組成比	原子炉級 同上 同上	トー ア ク チ ー デ ク チ ー デ ク か 。 ひ か た て し 、 ひ え ひ 、 ひ ろ 。	素の主要化	プルトニウム	同位体組成比原子炉級	니 니 토 토
8	がい HT 核分裂性プルト ニウム富化度 ^{*2}	%5]16wt % %5]21wt % <u>−</u>	。 る。ただし、マイナ 通入させる場合がお	8 ※	<u>燃料部</u> 核分裂性プルト	ニウム富化度 ^{*2} 約16wt%	<i>※</i> 521wt % 25w t % 21 下
策	プルトニウム 含有率* ¹	32wt%以下 同上 同上	、 v v v v v v v v v v	紙	プルトニウム	含有率*1 32wt%以下	늬 늬 區 區
	種類	プルトニウム・ウラン 混合酸化物 焼菇ペレット 同上 同上	。 西西 西子 「下ふ茶が設定」でや茶分製作成もは いくM比や調整するで 話をついて		四東 世界	唯、 プルトニウム・ウラン 海へ施いか	188 - 186 - 188 「 同 上 一 一
一 更	集合体 昭和秋料集合体	^{压31%} 24年14年 A型用炉心燃料要素(内側) A型用炉心燃料要素(外側) 限界照射試驗用補助要素	*1 : Pu/(Put ²⁴¹ Am+U)。 *2 : (²³⁹ Put ²⁴¹ Pu)/(Put ²⁴¹ Am+U), *3 : 光化ウラン。 *4 : 天然ウランまたは劣化ウラン *5 : MK - II 炉心かの離結して *6 : 然料材の色、マイナーアクラ *7 : ペレットでない酸化物の場合		I K.	集合体 照射燃料集合体 A型用炉心燃料要素(内側)	A型用炉心燃料要素(外側) 限界照射試驗用補助要素

- Pu/(pu⁺²⁴¹Am+U)。 (²³⁹pu+²⁴¹Pu)/(pu+²⁴¹Am+U)。 劣化ウラン。 天然ゥラン。 天然ゥランまたは劣化ウラン。 MK ー II 炉心から継続して使用する燃料要素の場合は、55cm以下とする。 MK ー II 炉心から継続して使用する燃料要素の場合は、55cm以下とする。 ペレットでない酸化物の場合、O/M比を調整するため、ウラン金属を混入させる場合がある。ただし、ウラン金属の最大混入割合は50wt %とする。

第4表(1/4) (変更なし)
D 型 周 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加
C
 (2/4) 14(2/4) 14(2/4) 14(2/4) 14(2/4) 14(2/4) 14(2/4) 15(2/4) 15(2/4) 15(2/4) 15(2/4) 15(2/4) 16(2/1) 11(2/4) 16(2/1) 11(2/4) 11(2/4) 11(2/4) 14(2/4) 15(2/4) 16(2/4) 17(2/4) 17(2/4)
第 4
面 コンパートメント 海域画数 海域画数 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市 市

第4表(1

第4 現 (5051' 15' 5 仏神王) 第4 現 (3, 4) 第4 次 (3, 4) 第4 次 第4 次 第4 次 第4 次 第5 公 前部 前部 前部 13 (3, 4) (3, 4) 前部 前部 前部 14 第5 公 (3, 4) (3, 4) 前部 前部 前部 14 第5 公 (3, 4) (3, 4) 前部 前部 14 第5 公 (3, 4) (3, 4) (3, 4) 前部 前部 14 14 (3, 4) (3, 4) (3, 4) 前部 前部 14 (3, 4) (3, 4) (3, 4) (3, 4) 前部 14 (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) 前数 14 (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) 前数 1 (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) 前数 1 (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) (1, 4) <th>:</th> <th></th> <th></th> <th></th> <th></th>	:				
通目 四 四 小 回 小 二 小 二 小 二 小 二 小 二 小 二 小 二 小 二 小 二 1 二 1 二 1 二 1 二 3 3 5 7 1	第4表 燃	料集合体の主要仕 k	·様 (3/4) 照射燃料集合体 コンパートメント		
文管 画数 同数 自数 1.4 「「「」」本 「「」」本 「「」」本 「「」」本 「「」」本 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」 「「」」」」 「「」」」 「「」」」」 「「」」」」」 「「」」」」」」」」」 「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」	項目	α型	B型	y 型	
内衛 画教 内衛 画教 日本 「ビンタイロッド 「ビンタイロッド 「ボ 「ビンタイロッド 「ビンタイロッド 「ボ 「ビンタイロッド 「ボ 「ボ 「ビンタイロッド 「ボ 「ボ 「ビンタイロッド 「ボ 「ボ 「ビンタイロッド 「ボ 「ボ 「「ボ ステンレス鋼 「ボ 「「ボ ステンレス鋼 「「ボ 「「ボ ステンレス鋼 「「 「「ボ ステンレス鋼 「 「「ボ 「 」 「「ボ ステンレス鋼 「 「「 」 「 「「 」 」 「 」 」 「「 」 」 「 」 」 「 」 」 「 」 」 「 」 」 「 」 」 「 」 」 「 」 」 「 」 「 」<	外管 個数 材料	スポンレス 1 インレス 豊	同左	同左同左	73 3
1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1<	内管 個数 杜 ¹⁴¹	1本 ステントス舗	同志	同社	 を更前 (
Matrix Matrix <thmatrix< th=""> <thmatrix< th=""> <thmatrix< <="" th=""><td>ちた ピンケイロッド 「「シケイロッド」 一番数 411211</td><td>1本主たは3本</td><td></td><td>四二 1本または3本 ファンシュの</td><td>(2021.12</td></thmatrix<></thmatrix<></thmatrix<>	ちた ピンケイロッド 「「シケイロッド」 一番数 411211	1本主たは3本		四二 1本または3本 ファンシュの	(2021.12
$n_{M'}$ $ -$ <th< th=""><td>A A P A ショラウド衛 歯数 +1 AI</td><td></td><td></td><td>えんしょう (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)</td><td>2.2付補</td></th<>	A A P A ショラウド衛 歯数 +1 AI			えんしょう (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	2.2付補
材料 二 二 二 装填燃料要素個数 最大5本 1本 最大5本 ² II型及びIV型特殊燃料要素 最大5本 二 最大5本 ² II型及びIV型時界照射試験用要素 二 最大1本 最大1本 ³ 先前時用要素 二 二 二 基礎試験用要素 二 二 二 原界照射試験用補助要素 二 二 二	のかせ 内壁構造容器または密封構造容器 個数 ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・	1 1	展 く 」 し	1 1	正)
III型及びIV型特殊燃料要素 最大5本 二 最大5本 III型及びIV型限界照射試験用要素 二 最大1本 最大1本*3 先行試験用要素 二 二 二 基礎試験用要素 二 二 二 原界照射試験用補助要素 二 二 二	材料 装填燃料要素個数	三 最大5本	- <u> </u> ¥1	一 最大5本*2	
先行試験用要素 — — — — — — — — — — — — — — — — — — —	II型及びIV型特殊燃料要素 III型及びIV型限界照射試験用要素	最大5本 二	二 最大1本	最大5本 最大1本 ^{* 3}	
限界照射試験用補助要素 —	先行試験用要素基礎試験用要素				
	限界照射試験用補助要素			最大3本*3	
	第4表 燃	料集合体の主要仕	(様 (3/4)		
第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4)	集合(*	照射燃料集合体コンパートメント		
第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4) 集合体 1010000000000000000000000000000000000	項目	a型	β型	<i>ッ</i> 型	
第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4) 集合体 <u>aby aby aby aby aby aby aby aby aby aby </u>	外管 個数 材料	メトレート スピン スピン ス盤	同方	同左	
第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4) 第1章 集合体 二次ペートメント 通信 小管 「1本」 加密 1本 加密 「1本」 ステンレス鋼 「1本」 「日本」	内倍: 個数 材料	メトン レス 協	同方	同左	
第4表 燃料集合体の主要仕様 (3/4) 項目 外管 相對 内料 内育 前数 加料 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香 加香	パンタイロシド画数	1本または3本 ストンレス艶	(((し (に (に) () ()) ()) ()) ()	1本または3本 ステンレス籠	変更後
第4表 然料集合体の主要仕様 (3/4) 通目 第4本 (3/4) 通目 第4本 (3/4) 通目 第4本 (3/4) 小管 14 商数 1/4 内管 1/4 商数 1/4 内管 1/4 商数 1/4 内管 1/4 商数 1/4 内管 1/4 自点 1/4 自点 1/4 日点 1/4 大口ンド 1/4 日点 1/4 日点 1/4 日点 1/4 日点 1/4 日点 1/4 日点 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4 1/4	いたい シュラウド管				 z
第4表 然料集合体の主要仕様 (3/4) 第4表 然料集合体の主要仕様 (3/4) 第4表 然料集合体の主要仕様 (3/4) 第合 第合体 第合 1本 第一 1本 第四 1本 1 1本 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	4 世教 1	(該当なし)	1本	(該当なし)	

内壁構造容器または密封構造容器			
個数	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
材料	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
装填燃料要素個数	最大5本	$1 \pm$	最大5本*2
II型及びIV型特殊燃料要素	最大5本	(該当なし)	最大5本
II型及びIV型限界照射試験用要素	(該当なし)	最大1本	最大1本 $*^3$
先行試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
基礎試験用要素	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)
限界照射試験用補助要素	(該当なし)	(該当なし)	最大3本*3

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●	
第9 (4/4) 照身然考集合体 四 時 時	 (4/4) 照射燃料集合体 四とパートメント コンパートメント 周方 同方 10, (該当なし) (該当なし) (該当なし)
 (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1)	集 中 (
第4表 通田 通田 和村 和村 和村 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一	第4表 然米 通日 外稽 固数 材料 内稽 同数 内容 自数 内容 自数 方言。 加速 方言。 加速 方言。 加速 方言。 加速 方言。 加速 方言。 加速 方言。 一 一 一 一 一 一 一 集合体 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一
 (3)~(6) (省略) 二、~本 	 (3)~(6) (変更なし) ニ ~本
 (省略) ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備 原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び 原子炉格納容器バウンダリ(以下「格納容器バウンダリ」という。)並びにこれらに関連する 系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータを、通常運転時及び運転時 の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視するための計測制御 	 (変更なし) ヘ. 計測制御系統施設の構造及び設備 原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子 原子炉格納容器バウンダリ(以下「格納容器バウンダリ」 系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラ の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、
本	18

(該当なし) (該当なし) (該当なし)	装填する場合がある。 ートメントレナスン		たは、核燃料物質を	≤を限界照射試験用				
<u>(該当なし)</u> 最大1本 (該当なし)	したコンパートメントをや井庫」をない。	4.秋母しこと、 1.1/1	レス鋼のダミー要素、ま	、限界照射試験用要素14				
最大1本 (該当なし) (該当なし)	ー のダミー要素のみを装填 ***!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!!	사내. ^ 다 다 다 가 던 가 다 사내.	ントについては、ステン	パートメントにしいては	ントに装填する。	ないダミー容器がある。		
先行試驗用要素 基礎試験用要素 限界照射試驗用補助要素	*1 : 照射燃料集合体には、ステンレス鋼	サムアイ、女米こよる後日は、次ととができる。	*2 : 燃料要素を装填しないコンパートメ 含まない試料を装填する。	*3 : 限界照射試験用要素を装填するコン	補助要素3本と共に1本のコンパートメ	*4 : 燃料要素またはダミー要素を装填し		
「子炉カ 」とい	- バーガン う。)並	ス等	のバ ここオ	ウン	アタに	ゴリ (道	及 ひ す	べ る

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
系統施設を設ける。計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及	系統施設を設ける。計測制御系統施設は、設計基準事故が
び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、十	び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時
分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものとする。	分な測定範囲及び期間にわたり監視及び記録できるものと
(1) 計装	(1)計装
(省略)	(変更なし)
(2)安全保護回路	(2) 安全保護回路
計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常	計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が
な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の	な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併
許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原	許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回
子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成する。原子炉	子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレ
保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常	保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変化及び
な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系(アイソ	な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させ
レーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように	レーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全
設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を超えない範囲で、到達させる	設計する。なお、これらの作動値は通常運転時の設定
原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度に応じて設定する。	原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における
原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合	原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャ
又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよ	又は使用状態からの単一の取り外しを行った場合にお
う、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、そ	う、多重性又は多様性を確保するとともに、原子炉保
れぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間において安全保護機能を失わないよう	れぞれお互いに分離し、それぞれのチャンネル間にお
に独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針と	に独立性を確保した設計とする。また、原子炉保護系
し、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が発生した場合においても、原子炉	し、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が
施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することにより、原子炉施設	施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を
の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護系は、計測	の安全上支障がない状態を維持できるように設計する
制御系統施設の一部と共用する場合に、その安全保護機能を失わないように、計測制御	制御系統施設の一部と共用する場合に、その安全保護
系統施設から機能的に分離されたものとする。	系統施設から機能的に分離されたものとする。
なお、 <u>原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、不正アクセス行為そ</u>	なお、 <u>原子炉保護系にあっては、ハードワイヤート</u>
の他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさ	構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実
<u>せる行為による被害を防止することができるものとする。</u>	いないアナログ回路とする。
(i) 原子炉停止回路の種類	(i)原子炉停止回路の種類
(省略)	(変更なし)
(ii)その他の主要な安全保護回路の種類	(ii) その他の主要な安全保護回路の種類
(省略)	(変更なし)
$(3) \sim (5)$	$(3) \sim (5)$
(省略)	(変更なし)
 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備 	 ト.放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備
原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射	原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺竪
性物質の濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」	性物質の濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設」
(昭和 50 年 5 月 13 日原子力委員会決定)を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる	(昭和 50 年 5 月 13 日原子力委員会決定)を参考に、周辺
限り低くするよう、原子炉施設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する放射	限り低くするよう、原子炉施設において発生する放射性序

が発生した場合の状況を把握し、及 時に想定される環境下において、十 とする。

³発生する場合において、その異常 住せて機能することにより、燃料の]路を設ける。安全保護回路は、原 /ーション)から構成する。原子炉 ぶ設計基準事故において、その異常 こるように、原子炉保護系(アイソ 施設を自動的に作動させるように で値を超えない範囲で、到達させる 冷却材の温度に応じて設定する。 ・ンネルは、単一故障が起きた場合 るいて、安全保護機能を失わないよ 、護系を構成するチャンネルは、そ るいて安全保護機能を失わないよう に、フェイルセーフを基本方針と ³発生した場合においても、原子炉 :維持することにより、原子炉施設 る。さらに、原子炉保護系は、計測 機能を失わないように、計測制御

<u>ドロジック(補助継電器や配線等で</u> 実行)で構成し、ソフトウェアを用

監視区域の境界における水中の放射 と周辺の線量目標値に関する指針」 辺公衆の線量を合理的に達成できる 廃棄物を処理する能力を有する放射

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する	性廃棄物の廃棄施設を設ける。また、原子炉施設において発生す
能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。	能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。
(1)気体廃棄物の廃棄施設	(1) 気体廃棄物の廃棄施設
(省略)	(変更なし)
(2)液体廃棄物の廃棄設備	(2)液体廃棄物の廃棄設備
(i)構造	(i)構造
原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射能濃度のレベルが低いものを	原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射能
A、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃	A、高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液
棄物処理建物等に、液体廃棄物処理設備を設ける。液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処	棄物処理建物等に、液体廃棄物処理設備を設ける。
理装置、アルコール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物	液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール
処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防	る。液体廃棄物処理設備は、液体廃棄物処理設備が設置され
止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。な	放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外
お、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等の一部と	することを防止できるものとする。なお、液体廃棄物処理
共用する。	地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。
原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送	原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃
管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物につ	管等により、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。こ
いては、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認	いては、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物A
した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。なお、 <u>大洗研究所廃棄物管</u>	した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。
<u>理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合がある。</u>	区)の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究所廃
	大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設が所掌する廃
	<u>ある。</u>
当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装	当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超
置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気	置を用いて濃縮処理を行う。
ドレンピットに移送するものとし、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規	なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸
則等の規定に基づく線量限度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定める濃	のとし、「核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する
度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(Ⅱ)を経由し、一般排水溝へ	度等を定める告示」(以下「線量告示」という。)に定める
放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理	認した上で、排水監視ポンド(II)を経由し、一般排水溝
する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物	場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処
として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール廃	ンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄
液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、必要な処理を行うものとする。	ルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコール
	ールを分離・除去した後に、必要な処理を行うものとする。
$(ii) \sim (iii)$	$(ii) \sim (iii)$
(省略)	(変更なし)
(3) 固体廃棄物の廃棄設備	(3) 固体廃棄物の廃棄設備
$(i) \sim (ii)$	(i) ~ (ii)
(省略)	(変更なし)
チ.放射線管理施設の構造及び設備	チ. 放射線管理施設の構造及び設備
原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づい	原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運
て管理区域を定める。管理区域内にあっては、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、	て管理区域を定める。管理区域内にあっては、放射線業務従事
遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措	遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射性物質の漏えい防止、換気

、発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する

放射能濃度のレベルが低いものを 射性液体廃棄物を処理するため、廃

コール廃液処理装置等から構成す 設置された廃棄物処理建物等から、 敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えい 物処理設備の一部は、大洗研究所(南

物の廃液タンクに集約し、廃液輸送 る。これらの放射性液体廃棄物につ 棄物Aの基準を満足することを確認 理する。なお、<u>大洗研究所(南地</u> <u>究所廃棄物管理施設への移送には、</u> する廃液運搬車等を使用する場合が

と準を超える場合には、蒸発濃縮処理装

は、蒸気ドレンピットに移送するも 二関する規則等の規定に基づく線量限 定める濃度限度以下であることを確 排水溝へ放出する。濃度限度以上の し、処理する。濃縮液は、濃縮液タ 体廃棄物として処理する。なお、ア コール廃液処理装置により、アルコ とする。

設置、運転等に関する規則」に基づい 務従事者等の作業性等を考慮して、 、換気等、所要の放射線防護上の措

変更前(2021.12.2付補正)

置を講じ、放射線業務従事者等が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものと し、かつ、放射線業務従事者が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、迅 速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線に よる放射線障害を防止するものとする。また、原子炉施設には、放射線から放射線業務従事 者等を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近にお ける放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設に は、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報 を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものと する。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

(省略)

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

原子炉施設には、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近 における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応の ために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界には、 大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポストを設けるものとし、これらの情報 は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。ま た、設計基準事故時における迅速な対応のために必要な屋外管理用モニタリングポスト については、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれらと同等以上の機能を有する電 源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性を確保した設計とす る。さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。

リ. 原子炉格納施設の構造及び設備

 $(1) \sim (2)$

(省略)

(3) その他の主要な事項

(i)アニュラス部排気設備(非常用換気設備を含む。)

アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持する ためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する。また、ア ニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニ ュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィル タを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動し た場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処 理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に 置を講じ、放射線業務従事者等が業務に従事する場所における放射線量を低減できるものと し、かつ、放射線業務従事者が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、迅 速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従事者等の外部放射線に よる放射線障害を防止するものとする。

変更後

また、原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者等を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃 度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための 放射線管理施設を設ける。また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基 準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する 必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類 (変更なし)

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

原子炉施設には、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近 における放射線量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応の ために必要な情報を得るため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及び中 央付近には、大洗研究所で共用する屋外管理用モニタリングポスト 14 基を設けるものと し、設計基準事故時における迅速な対応のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポ スト9基の情報は、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できるも のとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のための屋外管理用モニタリングポス ト9基の伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多様性を確保した設計 とする。

さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。 屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機(可搬型を含む。)及び無停電電 源装置により必要な電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機(可搬型を含 む。)から電力が供給されるまでの一定時間(90分)の給電ができるものとする。 なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。

リ. 原子炉格納施設の構造及び設備

 $(1) \sim (2)$

(省略)

(3) その他の主要な事項

(i)アニュラス部排気設備(非常用換気設備を含む。) アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持する ためのものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する。また、ア ニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニ ュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィル タを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動し た場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処 理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<u>気体</u> 状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低	<u>粒子</u> 状の放射性物質が放出される事故時等において、
減する機能を有する。	減する機能を有する。
a. 排風機	a. 排風機
基数 2基(内予備1基)	基数 2基(内予備1基)
処理風量 約1,700m ³ /h/基	処理風量 約1,700m ³ /h/基
b. 非常用ガス処理装置	b. 非常用ガス処理装置
基数 2 基 (内予備1基)	基数 2基(内予備1基)
処理風量 約1,700m ³ /h/基	処理風量 約1,700m ³ /h/基
系統よう素除去効率	系統よう素除去効率
無機よう素に対して 98%(ただし、湿度 80%以下において)	無機よう素に対して 98%(ただし、湿度 8
有機よう素に対して 92%(ただし、湿度 80%以下において)	有機よう素に対して 92%(ただし、湿度 8
粒子状浮遊物除去効率 98% (ただし、DOP約 0.5μm粒子に対して)	粒子状浮遊物除去効率 98%(ただし、DOI
(ii) 安全容器	(ii) 安全容器
安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラファイトを収納するたて置き円筒型の鋼製容	安全容器は、原子炉容器及び遮へいグラファイト
器である。安全容器は、生体遮へい体(原子炉建物の一部)に支持され、安全容器と生	器である。安全容器は、生体遮へい体(原子炉建物)
体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。	体遮へい体のギャップには、窒素ガスが通気される。
型式たて置円筒型	型式たて置円筒型
材料 炭素鋼	材料 炭素鋼
寸法 内径 約 6.4m	寸法 内径 約 6.4m
全高 約 9m	全高 約 9m
ヌ. その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備	ヌ.その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備
$(1) \sim (2)$	$(1) \sim (2)$
(省略)	(変更なし)
(3) その他の主要な事項	(3) その他の主要な事項
(i)常用電源	(i)常用電源
原子炉施設は、大洗研究所(南地区)南受電所から 66kV 配電線1回線で商用電源(外	原子炉施設は、大洗研究所(南地区)南受電所か
部電源)を受電する。	部電源)を受電する。
(ii) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材	(ii) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防
原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合にお	原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するお
いて、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。	いて、当該事故の拡大を防止するために必要な措置
「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があ	「燃料体の損傷が想定される事故」においては、
ると想定する事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるととも	ると想定する事故について、炉心の著しい損傷を防
に、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設から	に、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その
の多量の放射性物質等の放出を防止するための措置を講じることを基本方針とする。	の多量の放射性物質等の放出を防止するための措置
「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に	「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用
おいては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷	おいては、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失す
を防止するための措置を講じることを基本方針とする。	を防止するための措置を講じることを基本方針とす
また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機	また、上記の事故を上回る事象として、大規模な
の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ること	の衝突その他のテロリズム等により、炉心の著しい

、環境に放出される放射性物質を低

80%以下において) 80%以下において) P約0.5μm粒子に対して)

、を収納するたて置き円筒型の鋼製容 かの一部)に支持され、安全容器と生 5。

ら 66kV 配電線 1 回線で商用電源(外

防止のための資機材

らそれのある事故が発生した場合にお 量を講じたものとする。

炉心の著しい損傷に至る可能性があ 5止するための措置を講じるととも の拡大を防止し、あるいは施設から 6を講じることを基本方針とする。

∃済燃料の損傷が想定される事故」に ⁻る事故について、使用済燃料の損傷 ⁻る。

注自然災害又は故意による大型航空機 損傷及び格納容器の破損<u>並びに大規</u>

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
を仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針と	<u>模ナトリウム火災</u> に至ることを仮想的に想定し、事業所
する。	置を講じることを基本方針とする。
原子炉施設には、プラント状態に応じて、 <u>以下の</u> 資機材をあらかじめ整備 <u>し、これら</u>	原子炉施設には、プラント状態に応じて、 <u>措置に使</u> 身
の措置に使用できるものとする。	<u>る。以下の資機材は、「燃料体の損傷が想定される事故</u>
	却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」
	<u>その機能を十分に発揮できるよう、信頼性を確保した</u>
a.「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材	a.「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材
炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じ	炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び
る場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防	る場合に、その拡大を防止し、あるいは施設から
止するための措置に用いる資機材を以下に示す。	止するための措置に用いる資機材を以下に示す。
制御棒及び制御棒駆動系	制御棒及び制御棒駆動系
後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系	後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動
制御棒連続引抜き阻止インターロック	制御棒連続引抜き阻止インターロック
原子炉保護系(スクラム)	原子炉保護系(スクラム) <u>(</u> 手動スクラムを
原子炉保護系(アイソレーション)	原子炉保護系(アイソレーション)
後備炉停止系用論理回路	後備炉停止系用論理回路
原子炉冷却材バウンダリ	原子炉冷却材バウンダリ
	冷却材バウンダリ
	原子炉容器リークジャケット
原子炉カバーガス等のバウンダリ	原子炉カバーガス等のバウンダリ <u>(安全板</u> を
格納容器バウンダリ	格納容器バウンダリ
	1次主冷却系サイフォンブレーク配管
	1次補助冷却系サイフォンブレーク止弁
非常用冷却設備及び補助冷却設備	非常用冷却設備及び補助冷却設備
安全容器(コンクリート遮へい体冷却系を含む。)	安全容器(コンクリート遮へい体冷却系を含
断熱材及びヒートシンク材	断熱材及びヒートシンク材
関連する核計装	関連する核計装
関連するプロセス計装	関連するプロセス計装
	<u> 遅発中性子法燃料破損検出設備</u>
仮設電源設備(燃料油運搬設備を含む。)	仮設電源設備(燃料油運搬設備を含む。)
仮設計器	仮設計器
b.「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」	b.「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用
に係る資機材	に係る資機材
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するた	使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合
めの措置に用いる資機材を以下に示す。	めの措置に用いる資機材を以下に示す。
可搬式ポンプ及びホース	可搬式ポンプ及びホース
	水冷却池
水冷却浄化設備サイフォンブレーカー	水冷却浄化設備サイフォンブレーカー
c.「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等によ	c.「大規模な自然災害又は故意による大型航空機の
り、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る想定」に係る資機材	り、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損並びに力
	定」に係る資機材

業所外への放射性物質の放出抑制措
使用する資機材をあらかじめ整備す
<u> </u>
故」が発生し、措置が必要な場合に
た設計とする。
材
なび炉心の著しい損傷の可能性が生じ
いらの多量の放射性物質等の放出を防
- •
駆動系
*を含む。)
板を含む。)
を含む。)
用済燃料の損傷が想定される事故」
コムレー 仕田波協利 赤垣 佐と 中正 とうと
同合に、 使用済燃料の損傷を防止するた
の衝空之の仙のテロⅡブルダにト
い国大てい世のノロソクム寺によ に大相構ナトリウムル巛に至ス相
<u>に八元伝テエラワム八次</u> に主る恣

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズム等によ	大規模な自然災害又は故意による大型航空機
り、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る想定において、事業所外への放射	り、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損 <u>並び</u>
性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。	において、事業所外への放射性物質の放出を抑
	以下に示す。
仮設カバーシート	仮設カバーシート
仮設放水設備	仮設放水設備
	泡消火設備
特殊化学消火剤	特殊化学消火剤
	乾燥砂消火剂
	消火剤遠隔散布設備
	仮設不活性ガス送気設備
	<u>仮設給電設備</u>
移動式揚重設備	移動式揚重設備
資機材運搬車両	資機材運搬車両
防護機材	防護機材
別添2 (省略)	別添2 (変更なし)
別添 3	別添 3
8. 使用済燃料の処分の方法	8. 使用済燃料の処分の方法
は田这般約については、国内マは北京に国家国マカの平和利田に開去て使力のための協会た途は	は田文榊町については、同市マは争ぶ同ぶ百てものでも利
使用消燃料については、国内又は找が国が原于刀の平和利用に関する協力のための協定を稀結	使用資燃料については、国内又は我が国が原ナガの平和利
している国にわいて特処理を打りことと <u>りる。</u> 海外特処理を打りに际しては、政府の確認を支け ステトトナス 海外再加囲にたって得られスプルトーウル及び濃錠ウランは国内に持た得ること	
ることとりる。御外舟処理にようし付られるノルトーリム及い仮袖リノンは国内に付ら帰る <u>こと</u>	<u> 炉施設の使用消除料灯廠設備にて使用消除料を適切に灯廠・</u> 海如亜加珊な行うに際しては、政府の確認な受けることと。
<u>こし、</u> また円処理にようて待られるフルトーワム、石しては低相ワフンを描かに惨戦しようとり スレキけ 政府の承認を受けることとする	「伊小丹処理を11 ノに际しては、政府の確認を文けることと プルトーウム及び濃縮ウランけ、国内に持ち帰るフロ流のに
ることは、政府の承認を文けることとする。	ノルトークム及び振相クノンは、国内に行ら帰る <u>又は海外に</u> れるプルトーウム 芋しくけ濃錠ウランを海外に移転しよう
	4しのフルトーツム、石しては振相リフラを海外に移転しよう
(以降、省略)	(以降、変更なし)

酸の衝突その他のテロリズム等によ びに大規模ナトリウム火災に至る想定 印制するための措置に用いる資機材を 用に関する協力のための協定を締結 引き渡すまでの間、高速実験炉原子 管理する。 こする。海外再処理によって得られる :移転する。また再処理によって得ら とするときは、政府の承認を受ける

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類3】

変更前(2021.12.2付補正)

別添2

今回申請の変更の工事に要する資金の額及び調達計画は、次のとおりである。

1. 変更の工事に要する資金の額

	(単位:百万円)
	総額
地盤補強対策	<u>約 2,000</u>
耐震補強対策	<u>約 8,600</u>
竜巻防護対象施設の補強対策	約 1,200
内部火災及び内部溢水に係る防護対象施設の補強対策	<u>約 400</u>
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策	<u>約 2,700</u>
中央制御室の機能の補強対策	約 200
原子炉停止系統の信頼性強化対策	約 1,700

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の運営費交付金をもって充 当する計画である。

別添2

今回申請の変更の工事に要する資金の額及び調達計画は、次のとおりである。

1. 変更の工事に要する資金の額

	総額
地盤補強対策	<u>約3,000</u>
耐震補強対策	<u>約9,400</u>
竜巻防護対象施設の補強対策	約 1,200
内部火災及び内部溢水に係る防護対象施設の補強対策	<u>約1,300</u>
多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止対策	<u>約3,900</u>
中央制御室の機能の補強対策	約 200
原子炉停止系統の信頼性強化対策	約 1,700

変更後

2. 変更の工事に要する資金の調達計画

変更の工事に要する資金は、国立研究開発法人日本原子力研究開発機構の運営費交付金又は施設整 <u>備費補助金</u>をもって充当する計画である。

(単位:百万円)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類5】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
別添4	別添4
1. 設計及び工事のための組織	1. 設計及び工事のための組織
<u>令和3年8月1日</u> 現在の大洗研究所(南地区)原子炉施設の管理組織を第1図に示す。	<u>令和4年4月1日</u> 現在の大洗研究所(南地区)原子炉施設の
理事長は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)原子炉施設保安規定」	理事長は、「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗
(以下「原子炉施設保安規定」という。)に基づき、原子炉施設に関する保安活動を総理する。	(以下「原子炉施設保安規定」という。)に基づき、原子炉施
安全・核セキュリティ統括部長は、本部の品質マネジメント活動に係る業務、それに関する本部と	安全・核セキュリティ統括本部長は、理事長を補佐し、安全
しての総合調整、指導及び支援の業務並びに中央安全審査・品質保証委員会の庶務に関する業務を行	<u>援活動及び機構内の総合調整を統理する。また、保安上必要</u> な
う。	長指示に基づく必要な措置を講ずる。
	安全管理部長は、大洗研究所の原子炉施設における品質マス
	及び機構内の総合調整の業務、本部の品質マネジメント活動に
	証委員会の庶務に関する業務を行う。
大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統理	大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所におい
する。	する。
大洗研究所長(以下「所長」という。)は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括	大洗研究所長(以下「所長」という。)は、大洗研究所におり
する。	する。
原子力施設検査室長は、独立検査組織の検査責任者として、事業者検査に関する業務を行う。	原子力施設検査室長は、独立検査組織の検査責任者として、
高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける原子	高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉
炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するとともに、高速炉サイクル研究開発センターに	炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐するととも
おける原子炉施設の年間運転計画及び運転計画に係る業務を統括する。	おける原子炉施設の年間運転計画及び運転計画に係る業務を総
大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問に基づき設計及び工事に対する安全性	大洗研究所の原子炉施設等安全審査委員会では、所長の諮問
の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的事項等を審議する。	の評価、設計内容の妥当性、原子炉施設の保安に関する基本的
中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき原子炉の設置許可及びその変更に関す	中央安全審査・品質保証委員会では、理事長の諮問に基づき
る重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事項、品質マネジメント活動の基本事項	る重要事項、原子炉施設の運転等に伴う安全に関する基本的事
等を審議する。	等を審議する。
本変更に係る設計及び工事の主な業務は高速実験炉部及び放射線管理部において実施する。高速実	本変更に係る設計及び工事の主な業務は、高速実験炉部及び
験炉部長は、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う業務を統	放射線管理設備に係る業務については原子炉施設保安規定に基
括する。放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第1課長が行う業務を統括する。	<u> 改良工事に係る業務については機構内の専門組織(建設部等)</u>
	めを行う。
	高速実験炉部長は、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速
	業務を統括する。放射線管理部長は、環境監視線量計測課長の
	括する。
保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長及び核物質管理課長が行う保安活動	保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理語
を統括する。	を統括する。
 契約部長は、本部における原子炉施設の保安に係る調達業務を行う。	契約部長は、本部における原子炉施設の保安に係る調達業務
管理部長は、調達課長が行う大洗研究所における原子炉施設の保安に係る調達業務を統括する。	管理部長は、調達課長が行う大洗研究所における原子炉施設
2. $\sim 3.$	2.~3.
(省略)	(変更なし)

つ管理組織を第1図に示す。 研究所(南地区)原子炉施設保安規定」 設に関する保安活動を総理する。 全管理部長が行う本部としての指導、支 な場合は、理事長への意見具申及び理事 ネジメント活動に関して行う指導、支援 <u>こ係る</u>業務並びに中央安全審査・品質保 ける原子炉施設に関する保安活動を統理 ける原子炉施設に関する保安活動を統括 事業者検査に関する業務を行う。 サイクル研究開発センターにおける原子 こ、高速炉サイクル研究開発センターに 統括する。 問に基づき設計及び工事に対する安全性 的事項等を審議する。 き原子炉の設置許可及びその変更に関す 事項、品質マネジメント活動の基本事項 が放射線管理部において実施する。<u>なお、</u> 基づき放射線管理第1課が実施し、地盤 に依頼し、高速実験炉部長が取りまと 速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う 及び放射線管理第1課長が行う業務を統 課長及び核物質管理課長が行う保安活動 務を行う。 設の保安に係る調達業務を統括する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動	4. 設計及び工事に係る品質マネジメント活動
(1) 品質マネジメント計画の策定及び品質マネジメント活動の実施	(1)品質マネジメント計画の策定及び品質マネジメント活動
原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置付け、「原子力施設の保安のための業務に	原子炉施設の安全性及び信頼性の確保を最優先に位置付け
係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に適合するように要求事項を定めた「大洗研究所	係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則」に適合する
原子炉施設等品質マネジメント計画書」(以下「品質マネジメント計画書」という。)及び原子炉施	原子炉施設等品質マネジメント計画書」(以下「品質マネジ
設保安規定の品質マネジメント計画に基づき、原子炉施設の安全を達成し、維持・向上を図ること	設保安規定の品質マネジメント計画に基づき、原子炉施設の
を目的に原子炉施設の保安活動に係る品質マネジメントシステム(安全文化を育成及び維持する	を目的に原子炉施設の保安活動に係る品質マネジメントシ
ための活動を含む。)を確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善する。	ための活動を含む。)を確立し、実施し、評価確認し、継続
	品質マネジメントシステムに関する文書については、「原
	ム規程」(JEAC4111)等も参考に、品質マネジメント計画書
	<u>する。</u>
(2) 品質マネジメント体制及び役割分担	(2) 品質マネジメント体制及び役割分担
第1図に示す管理組織により、理事長をトップマネジメントとした品質マネジメント体制の下、	第1図に示す管理組織により、理事長をトップマネジメン
以下のように品質マネジメント活動を実施する。	以下のように品質マネジメント活動を実施する。
理事長は、原子炉施設の品質マネジメント活動のトップマネジメントとして、品質マネジメント	理事長は、 <u>高速実験炉</u> 原子炉施設の品質マネジメント活動
計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的な活動を実施する。また、品質マネジメントシス	ネジメント計画書に基づき責任及び権限を明確にして体系的
テムの有効性と改善の必要性を評価するマネジメントレビューを実施して品質マネジメント活動	メントシステムの有効性と改善の必要性を評価するマネジ
を継続的に改善する。	メント活動を継続的に改善する。
管理責任者は、品質マネジメント活動に必要なプロセスの確立、実施及び維持、品質マネジメン	管理責任者は、品質マネジメント活動に必要なプロセスの
ト活動の実施状況及び改善の必要性の有無についての理事長への報告、原子力の安全確保に対す	ト活動の実施状況及び改善の必要性の有無についての理事:
る認識の高揚を図るための組織全体にわたる安全文化の育成及び維持並びに関係法令の遵守に係	る認識の高揚を図るための組織全体にわたる安全文化の育
る領域における責任及び権限をもつ。なお、本部(監査プロセスを除く。)においては安全・核セ	る領域における責任及び権限をもつ。なお、本部(監査プロ
キュリティ統括部長、大洗研究所においては大洗研究所担当理事、監査プロセスにおいては統括監	キュリティ統括 <u>本</u> 部長、大洗研究所においては大洗研究所担
査の職を管理責任者とする。	監査の職を管理責任者とする。
中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及びその変更に関する重要事項、品質マネ	中央安全審査・品質保証委員会は、原子炉の設置許可及ひ
ジメント活動の基本事項等を審議する。	ジメント活動の基本事項等を審議する。
大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統	大洗研究所担当理事は、理事長を補佐し、大洗研究所にお
理する。	理する。
所長は、大洗研究所における原子炉施設に関する保安活動を統括する。	所長は、大洗研究所における <u>高速実験炉</u> 原子炉施設に関す
原子炉施設等安全審査委員会は、原子炉施設の安全性等に関する事項を審議する。	原子炉施設等安全審査委員会は、 <u>高速実験炉</u> 原子炉施設の
品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事項を審議する。	品質保証推進委員会は、品質マネジメント活動に関する事
高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速炉サイクル研究開発センターにおける	高速炉サイクル研究開発センター長は、所長が行う高速
原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を補佐する。	高速実験炉原子炉施設に関する保安活動の統括に係る業務を
部長及び課長は、責任者として、それぞれ所掌する業務に関してプロセスの確立、実施及び有効	部長及び課長は、責任者として、それぞれ所掌する業務に
性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の原子炉施設に対する要求事項についての認識	性の継続的改善を行う。また、業務に従事する要員の <u>高速実</u>
を深めさせるとともに、成果を含む実施状況について評価する。さらに、原子力の安全のためのリ	いての認識を深めさせるとともに、成果を含む実施状況につ
ーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し、維持する取組を促進するとともに、関係法令を	のためのリーダーシップを発揮し、健全な安全文化を育成し
遵守する。	関係法令を遵守する。
また、各部長はそれぞれの部署において品質マネジメント活動に関する委員会を設置し、品質マ	また、各部長はそれぞれの部署において品質マネジメント

の実施

け、「原子力施設の保安のための業務に るように要求事項を定めた「大洗研究所 メント計画書」という。)及び原子炉施 の安全を達成し、維持・向上を図ること ステム(安全文化を育成及び維持する 話的に改善する。

<u>〔子力安全のためのマネジメントシステ</u> 「に定める文書体系の下に作成し、管理

ントとした品質マネジメント体制の下、

動のトップマネジメントとして、品質マ 的な活動を実施する。また、品質マネジ メントレビューを実施して品質マネジ

D確立、実施及び維持、品質マネジメン 長への報告、原子力の安全確保に対す 成及び維持並びに関係法令の遵守に係 ロセスを除く。)においては安全・核セ 旦当理事、監査プロセスにおいては統括

バその変更に関する重要事項、品質マネ

おける原子炉施設に関する保安活動を統

する保安活動を統括する。

の安全性等に関する事項を審議する。 事項を審議する。

炉サイクル研究開発センターにおける を補佐する。

こ関してプロセスの確立、実施及び有効 <u>
戦</u>炉原子炉施設に対する要求事項につ ついて評価する。さらに、原子力の安全 し、維持する取組を促進するとともに、

、活動に関する委員会を設置し、品質マ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
変更前(2021.12.2付補正) ネジメント活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議させ、これらの審議事項は適宜業務に反映する。 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用前事業者検査等の中立性及び信頼性が 損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。 5. 運転及び保守のための組織 運転及び保守のための組織における、理事長、安全・核セキュリティ統括部長、契約部長、大洗研究 所担当理事、所長、原子力施設検査室長、高速炉サイクル研究開発センター長、管理部長、原子炉施 設等安全審査委員会及び中央安全審査・品質保証委員会の役割は「1. 設計及び工事のための組織」 において示したとおりである。 高速実験炉部長は、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高速炉照射課長が行う <u>保安活動</u> を統括する。高速炉技術課長は、運転計画の作成に関する業務等を行う。高速炉第1課長は、運転に関する業務等を行う。高速炉第1課長は、照 射計画の作成に関する業務等を行う。	変更後 ネジメント活動の推進及び評価・改善に関する事項を審議さ 映する。 原子力施設検査室長は、保安活動の重要度に応じて、使用 損なわれないよう検査する要員の独立性を確保する。 5. 運転及び保守のための組織 運転及び保守のための組織における、理事長、安全・核セキュ 約部長、大洗研究所担当理事、所長、原子力施設検査室長、高達 理部長、原子炉施設等安全審査委員会及び中央安全審査・品質体 事のための組織」において示したとおりである。 高速実験炉部長は、運転及び保守等を的確に遂行するため、加 を行う。高速実験炉部長は、高速実験炉原子炉施設に係る運転行 とし、高速炉技術課長、高速炉第1課長、高速炉第2課長及び高 高速炉技術課長は、運転計画の作成に関する業務等を行う。高速 を行う。高速炉第2課長は、保守に関する業務等を行う。高速
保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長及び核物質管理課長が行う保安活動 を統括する。 放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第1課長が行う保安活動を統括する。 環境保全部長は、環境技術課長が行う保安活動を統括する。	保安管理部長は、安全対策課長、施設安全課長、危機管理課長 を統括する。 放射線管理部長は、環境監視線量計測課長及び放射線管理第二 環境保全部長は、環境技術課長が行う保安活動を統括する。 非常事態が発生した場合には、原子炉施設保安規定及び原子之 は、現地対策本部を設置する。現地対策本部の本部長には、所 人命の救助、避難、非常事態の原因除去、拡大防止等(周辺監視 等を含む。)に関する防護活動を行う。
6.~8. (省略)	6.~8. (変更なし)
 9. 技術者に対する教育・訓練 原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、一般公衆の被ばくを合理的に達成可能な限り低い 水準に保っため、原子炉施設に係る設計及び工事を行う者並びに運転及び保守を行う者に対し、関係 法令及び保安規定の遵守に関する教育、非常の場合に講ずべき処置に関する教育等の保安教育、他の 原子力施設における事故トラブル事例の周知など安全意識の向上に関する教育、技術者として素養を 高めるために必要な教育並びに消火訓練を含めたナトリウム取扱訓練を行う。加えて、国立研究開発 法人日本原子力研究開発機構原子力人材育成センター等においても教育・訓練を行う。 原子炉施設に係る教育・訓練については、今後も継続して行っていく。さらに、保安活動や意識向 上のための啓発活動等を通じて、安全文化の育成及び維持を図っていく。 	 9. 技術者に対する教育・訓練 高速実験炉原子炉施設における災害の発生を未然に防止し、な限り低い水準に保つため、高速実験炉原子炉施設に係る設計を行う者に対し、関係法令及び保安規定の遵守に関する教育、第 育等の保安教育、他の原子力施設における事故トラブル事例の周 技術者として素養を高めるために必要な教育並びに消火訓練を行う。 高速実験炉原子炉施設に係る教育・訓練については、今後も新 動や意識向上のための啓発活動等を通じて、安全文化の育成及び なお、長期停止中にあっても、シミュレータ等を用いた運転

させ、これらの審議事項は適宜業務に反

目前事業者検査等の中立性及び信頼性が

ュリティ統括<u>本</u>部長、<u>安全管理部長、</u>契 速炉サイクル研究開発センター長、管 保証委員会の役割は「1. 設計及び工

施設管理統括者として保安活動の統括 管理等の各業務責任を明確にするもの 高速炉照射課長が行う<u>業務</u>を統括する。 速炉第1課長は、運転に関する業務等 炉照射課長は、照射計画の作成に関す

長及び核物質管理課長が行う保安活動

1課長が行う保安活動を統括する。

力事業者防災業務計画に基づき、所長 長をもってあてる。現地対策本部は、 視区域内の見学者等に対する避難指示

一般公衆の被ばくを合理的に達成可能 及び工事を行う者並びに運転及び保守 非常の場合に講ずべき処置に関する教 問知など安全意識の向上に関する教育、 含めたナトリウム取扱訓練を行う。加 成センター等においても教育・訓練を

継続して行っていく。さらに、保安活 び維持を図っていく。

員の訓練、高速実験炉原子炉施設にお

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ける事故トラブル経験の技術者への教育等を継続し、設計及び
	適切に維持、伝承し、運転に必要な技術的能力を維持、管理す
10. 有資格者の選任・配置	10. 有資格者の選任・配置
(省略)	(変更なし)
第1表 (省略)	第1表 (変更なし)

工事並びに運転及び保守に係る経験を

る。



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類6 (2. 気象)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2. 気象(主に平成 25 年までのデータ)	2. 気象(主に平成 25 年までのデータ)
2.1~2.3 (省略)	2.1~2.3 (変更なし)
2.4 敷地における観測結果 通常運転時及び設計基準事故時の被ばく評価には、2009年1月から2013年12月までの5年間 の気象データを用いている。この際、同一時刻における風向、風速、日射量(夜間にあっては放射 収支量)のうち、いずれか1項目でも欠測の場合は当該時刻を欠測として扱っている。この欠測回 数を第2.4.1表に示す。	 2.4 敷地における観測結果 通常運転時及び設計基準事故時の被ばく評価には、2009 の気象データを用いている。この際、同一時刻における風に 収支量)のうち、いずれか1項目でも欠測の場合は当該時刻 数を第2.4.1表に示す。 気象指針では連続した12カ月にお 続した30日間における欠測率は30%以下になるよう努めた
以下に敷地における観測結果について述べる。	タの欠測率は気象指針の欠測率を満足している。 以下に敷地における観測結果について述べる。
2.4.1 ~ 2.4.5 (省略)	2.4.1 ~ 2.4.5 (変更なし)
 2.5 安全解析に使用する気象条件 安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測」に述べた気象資料を使用し「気象指針」に基づき求めた。 	 2.5 安全解析に使用する気象条件 安全解析に使用する気象条件は、「2.3 敷地での気象観測 針」に基づき求めた。
 2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討 安全解析に使用した気象データは、2009 年 1 月から 2013 年 12 月における 5 年間のデータ の平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられるが、念のため 2003 年から 2013 年<u>の</u> 各1年が長期間の気象状態を代表しているかどうか、即ち、異常年でないかどうかの検討を行 った 	2.5.1 観測期間における気象データの代表性の検討 安全解析に使用した気象データは、2009 年 1 月から の平均で、長期間の気象状態を代表していると考えられ ついて異常年検定を行った。
検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、大洗研究所敷地内で観測した 2003 年 1 月から 2013 年 12 月の資料を用いて、不良標本の棄却検定に関する F 分布検定により行った。 この検定では、過去 11 年のうちから 1 年を選び、注目する標本年とし、残りの 10 年間を他 の標本年として(6-1)式により F ₀ を求め、有意水準 5 %で棄却検定する。 $F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \cdots (6-1)$ $\bar{X} = \sum_{n=1}^{n} X_n / n$	検定項目は、年間風向頻度及び年間風速階級とし、 月から 2013 年 12 月の資料を用いて、不良標本の棄却 この検定では、過去 11 年のうちから 1 年を選び、注 の標本年として(6-1)式により F ₀ を求め、有意水準 5 % $F_0 = \frac{(n-1) \cdot (X_0 - \bar{X})^2}{(n+1) \cdot S^2} \cdots \cdots$ $\bar{X} = \sum_{n=1}^{n} X_n / n$
$S^{2} = \sum_{i=1}^{n} (X_{i} - \bar{X})^{2} / n$ \bar{X} : 注目する標本年を除く 10 年分のデータの平均値 X_{0} : 注目する標本年のデータ n : 10 検定の結果は、第2.5.1 表及び第2.5.2 表に示すとおりであり、表中*印が棄却データである。	
2009 年から 2013 年の <u>各1年で、28 項目中</u> 棄却された項目は 2009 年 2 件、2010 年 1 件、2012 年 5 件、2013 年 1 件の 9 件であり、当該 5 年間の各年が残りの <u>10 年</u> と比べて特に多いということには	2003 年から 2008 年の 6 年で棄却された項目は 8 件であ から 2013 年の <u>5 年で</u> 棄却された項目は 9 件であり、当該

9 年 1 月から 2013 年 12 月までの 5 年間 向、風速、日射量(夜間にあっては放射 刻を欠測として扱っている。この欠測回 おける欠測率は原則として 10%以下、連 なければならないとあり、当該気象デー

測」に述べた気象資料を使用し「気象指

5 2013 年 12 月における 5 年間のデータ れるが、念のため 2003 年から 2013 年<u>に</u>

大洗研究所敷地内で観測した 2003 年 1 検定に関するF分布検定により行った。 E目する標本年とし、残りの10年間を他 %で棄却検定する。

(6-1)

のデータの平均値

りであり、表中*印が棄却データである。 <u>っった。一方、安全解析に使用した</u>2009 年 該5年間が残りの<u>6年</u>と比べて特に多いと

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
ならない。従って、安全解析に使用した5年間の気象データは、長期間の気象状態を代表している	いうことにはならない。従って、安全解析に使用した5年
と判断 <u>される</u> 。	代表していると判断 <u>できる</u> 。
2.5.2~2.5.4 (省略)	2.5.2~2.5.4 (変更なし)
2.6 参考文献 (省略)	2.6 参考文献 (変更なし)
第 2. 2. 1 表~第 2. 5. 7 表	第 2. 2. 1 表~第 2. 5. 7 表
(省略)	(変更なし)
第2.2.1 図~第2.5.1 図	第 2. 2. 1 図~第 2. 5. 1 図
(省略)	(変更なし)

年間の気象データは、長期間の気象状態を
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類6 (3. 地盤)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後	
3. 地盤	3. 地盤	
3.1 調査の経緯	3.1 調査の経緯	
(省略)	(変更なし)	
3.2 敷地周辺の地質・地質構造	3.2 敷地周辺の地質・地質構造	
3.2.1 調查内容	3.2.1 調査内容	
(省略)	(変更なし)	
3.2.2 調査結果	3.2.2 調査結果	
(省略)	(変更なし)	
3.2.2.1~3.2.2.2(省略)	3.2.2.1~3.2.2.2 (変更なし)	
3.2.2.3 敷地周辺陸域の地質構造	3.2.2.3 敷地周辺陸域の地質構造	
(1) 概要	(1) 概要	
(省略)	(変更なし)	
(2) 敷地周辺陸域の断層及びリニアメント	(2) 敷地周辺陸域の断層及びリニアメント	
(省略)	(変更なし)	
a. 棚倉破砕帯西縁断層(の一部)	a. 棚倉破砕帯西縁断層(の一部)	
(省略)	(変更なし)	
b. 棚倉破砕帯東縁付近の推定活断層	b. 棚倉破砕帯東縁付近の推定活断層	
a)~b) (省略)	a)~b) (変更なし)	
c) 地表地質調査結果	c) 地表地質調査結果	
(省略)	(変更なし)	
明神峠から折橋町にかけて判読されたリニアメントは、東側の阿武隈山地に分布する竹貫変成	明神峠から折橋町にかけて判読されたリニ	
岩類と西側の久慈山地に分布する東金砂山層の礫岩等との不整合境界にほぼ一致しており、リニ	岩類と西側の久慈山地に分布する東金砂山層	
アメント付近の東金砂山層の礫岩等の走向傾斜に乱れは認められず、リニアメントと一致する断	アメント付近の東金砂山層の礫岩等の走向傾	
層は認められない。常陸太田市小妻町では、リニアメント付近で東金砂山層と竹貫変成岩類の不	層は認められない。常陸太田市小妻町では、	
整合面が認められ、東金砂山層には複数の断層が認められるが、いずれも断層面は癒着している	整合面が認められ、東金砂山層には複数の断	
(第3. 2. 62図、第3. 2. 63図、第3. 2. 64図)。さらに、小妻町の今泉ほか編(2018) ⁽²⁹⁾ において記載	(第3.2.62図、第3.2.63図、第3.2.64図)。	
される推定活断層の直下で実施したトレンチ調査では、東金砂山層に破砕部や急傾斜構造は認め	される推定活断層の直下で実施したトレンチ	
られない(第3. 2. 65図、第3. 2. 66図)。なお、活断層研究会編(1991) ⁽²⁴⁾ で古屋敷から小高東方に	られない(第3. 2. 65図、第3. 2. 66図)。なお、	
かけて記載された確実度Ⅲ(活断層の疑いのあるリニアメント)の位置付近には断層は認められ	かけて記載された確実度Ⅲ(活断層の疑いの	
ず、同リニアメントの東側には先新第三系の竹貫変成岩類(片麻岩)、西側には新第三系の久保田	ず、同リニアメントの東側には先新第三系の	
層(砂岩)及び赤坂層(礫岩)が分布し、先新第三系と新第三系が不整合関係で接している。ま	層(砂岩)及び赤坂層(礫岩)が分布し、先	
た、上渋井以南の断層近傍の新第三系は層理面が著しく傾斜しているが、同リニアメント付近の	た、上渋井以南の断層近傍の新第三系は層理	
新第三系の層理面の傾斜は緩く、断層の存在を示唆する急傾斜構造も認められない。地質図を第	新第三系の層理面の傾斜は緩く、断層の存在	
3.2.67図に、地質断面図を第3.2.43図(1)に、露頭スケッチを第3.2.68図から第3.2.72図に示す。	3.2.67図に、地質断面図を第3.2.43図(1) <u>、</u> に示す。	
(省略)	(変更なし)	
d) 棚倉破砕帯東縁付近の推定活断層の評価	d) 棚倉破砕帯東縁付近の推定活断層の評価	
(省略)	(変更なし)	

c.~g. (省略)

c.~g. (変更なし)

ニアメントは、東側の阿武隈山地に分布する竹貫変成 層の礫岩等との不整合境界にほぼ一致しており、リニ 項斜に乱れは認められず、リニアメントと一致する断 リニアメント付近で東金砂山層と竹貫変成岩類の不 新層が認められるが、いずれも断層面は癒着している さらに、小妻町の今泉ほか編(2018)⁽²⁹⁾において記載 チ調査では、東金砂山層に破砕部や急傾斜構造は認め 、活断層研究会編(1991)⁽²⁴⁾で古屋敷から小高東方に のあるリニアメント)の位置付近には断層は認められ つ竹貫変成岩類(片麻岩)、西側には新第三系の久保田 た新第三系と新第三系が不整合関係で接している。ま 里面が著しく傾斜しているが、同リニアメント付近の 在を示唆する急傾斜構造も認められない。地質図を第 (2)に、露頭スケッチを第3.2.68図から第3.2.72図

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後	
(3) 敷地を中心とする半径約 30km 以遠の断層	(3) 敷地を中心とする半径約 30km 以遠の断層	
(省略)	(変更なし)	
3.2.2.4~3.2.2.7 (省略)	3.2.2.4~3.2.2.7 (変更なし)	
3.3 敷地近傍の地質・地質構造	3.3 敷地近傍の地質・地質構造	
(省略)	(変更なし)	
3.4 敷地の地質・地質構造	3.4 敷地の地質・地質構造	
3.4.1 調査内容	3.4.1 調查內容	
(省略)	(変更なし)	
3.4.2 調査結果	3.4.2 調査結果	
3.4.2.1 敷地の地形	3.4.2.1 敷地の地形	
(省略)	(変更なし)	
 3.4.2.2 敷地の地質 地表地質調査結果、ボーリング調査結果等から作成した地質平面図を第3.4.3図に、地質断面図を 第3.4.4図に示す。地質層序表を第3.4.1表に示す。敷地の地質は、新第三系中新統の多賀層群、新第 三系鮮新統~第四系下部更新統の久米層、第四系更新統の東茨城層群及びM1段丘堆積物並びに第四 系完新統の砂丘砂層等から成る。 各地層の概要は、以下のとおりである。 (1) 多賀層群 多賀層群は、主に砂質泥岩から成り、標高約-130m以深からボーリング下端の標高約-210mまで分布 することが確認されている。 本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナンノ化石分析結果によれば、中部中新統である。 (2) 久米層 久米層は、主に砂質泥岩から成り、標高約-50m~標高約-130mに分布することが確認されている。 本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナンノ化石分析結果によれば、中部中新統である。 (2) 久米層 久米層は、主に砂質泥岩から成り、標高約-50m~標高約-130mに分布することが確認されている。 本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質ナンノ化石分析結果によれば、下部鮮新統~下部更新 統である。	 3.4.2.2 敷地の地質 地表地質調査結果、ボーリング調査結果等から 第3.4.4図に示す。地質層序表を第3.4.1表に示す 三系鮮新統~第四系下部更新統の久米層、第四系 完新統の砂丘砂層等から成る。 各地層の概要は、以下のとおりである。 (1) 多賀層群 多賀層群は、主に砂質泥岩から成り、標高約-1 することが確認されている。 本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質寸 (2) 久米層 久米層は、主に砂質泥岩から成り、標高約-50 本層の地質年代は、実施した珪藻及び石灰質寸 統である。 (3) 東茨城層群 東茨城層群は、主に砂、礫及びシルトから成り とは不整合面を成しており、境界付近では亜円顧 る。本層群は、坂本(1975)⁽²⁾の見和層中部及び 当する。 (4) M1段丘堆積物 M1段丘堆積物は、敷地にM1面を形成して分布す 布との関係から、南関東の下末吉面から小原台函 比される。本層群は、坂本(1975)⁽²⁾の見和層上 する。 	
(5) 沖積層	(5) 沖積層	
沖積層は、敷地の低地部に分布し、主に礫、砂及びシルトから成る。	沖積層は、敷地の低地部に分布し、主に礫、	

(6) 砂丘砂層

ら作成した地質平面図を第3.4.3図に、地質断面図を す。敷地の地質は、新第三系中新統の多賀層群、新第 系更新統の東茨城層群及びM1段丘堆積物並びに第四系

130m以深からボーリング下端の標高約-220mまで分布

ナンノ化石分析結果によれば、中部中新統である。

iOm~標高約-130mに分布することが確認されている。 ナンノ化石分析結果によれば、下部鮮新統~下部更新

0、M1段丘堆積物に覆われて分布する。M1段丘堆積物 礫を主体とする砂礫から成る。層厚は最大約70mであ 「石崎層に、山元(2013)⁽⁶⁴⁾の笠神層及び夏海層に相

する。M1面は、その層相及び敷地近傍陸域の段丘面分面(MIS5e~MIS5c;貝塚・松田編(1982)⁽⁶⁸⁾等)に対 上部層に、山元(2013)⁽⁶⁴⁾の見和層及び茨城層に相当

砂及びシルトから成る。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
砂丘砂層は、海岸付近に分布する。本層は、細粒砂から中粒砂より成る。	砂丘砂層は、海岸付近に分布する。本層は、細
3.4.2.3 敷地の地質構造	3.4.2.3 敷地の地質構造
変動地形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニアメントは認められない。	変動地形学的調査結果によると、敷地には地す
ボーリング調査及び反射法地震探査結果によれば、多賀層群及び久米層は、敷地全域の標高-50m以	ボーリング調査及び反射法地震探査結果によれ
深に分布し、久米層の基底面はほぼ水平に分布する。	深に分布し、久米層の基底面はほぼ水平に分布す
M1段丘堆積物は、下位の東茨城層群を覆って、敷地に広く分布しており、東茨城層群及びM1段丘堆	M1段丘堆積物は、下位の東茨城層群を覆って、
積物の基底面はほぼ水平に分布しており、断層を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認	積物の基底面はほぼ水平に分布しており、断層を
められない。このことから、敷地には、将来活動する可能性のある断層等は認められないと判断され	められない。このことから、敷地には、将来活動
る。	る。
3.5 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造及び地盤	3.5 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造及び地盤
3.5.1 調査内容	3.5.1 調査内容
3.5.1.1 ボーリング調査	3.5.1.1 ボーリング調査
原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造を把握するとともに、室内試験の供試体を採取し、ボー	原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造を把
リング孔を利用した原位置試験を実施するためにボーリング調査を実施した。	リング孔を利用した原位置試験を実施するために
設置位置付近のボーリング調査の孔数は <u>53</u> 孔であり掘進総延長は約 <u>4,480</u> m、最大掘進長は約 <u>250</u> m	設置位置付近のボーリング調査の孔数は45孔で
である。	ある。
ボーリング調査においては、ロータリー型ボーリングマシンを使用し、掘削孔径66mm〜 <u>400</u> mmで実	ボーリング調査においては、ロータリー型ボー
施した。	施した。
採取したボーリングコアについて詳細な観察を行い、地質柱状図を作成した。さらに、他の調査結	採取したボーリングコアについて詳細な観察を
果と併せて水平地質断面図及び鉛直地質断面図を作成し、原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造	果と併せて水平地質断面図及び鉛直地質断面図を
について検討を行った。調査位置図を第3.5.1図に示す。	について検討を行った。調査位置図を第3.5.1図 <u>)</u>
3.5.1.2 地下水位調査	3.5.1.2 地下水位調查
敷地内の地下水位の状態を把握するために、 <u>第3.5.1図に示す位置において地下水位の経時変化を</u>	敷地内の地下水位の状態を把握するために、 <u>地</u>
<u>測定した。地下水位は、No.108孔で実施した。</u>	を第3.5.1図(1)に示す。
3.5.1.3 岩石試験	3.5.1.3 岩石試験
原子炉施設設置位置付近の地盤の物理特性及び力学特性を明らかにするため、採取した試料を用	原子炉施設設置位置付近の地盤の物理特性及ひ
いて、物理試験及び力学試験を実施した。	て、物理試験及び力学試験を実施した。
試験は、日本工業規格(JIS)、地盤工学会基準(JGS)等に準拠した。	試験は、日本工業規格(JIS)、地盤工学会基準
(1) 試験項目	(1) 試験項目
物理特性を明らかにする試験として、湿潤密度、含水比、土粒子の密度等を測定する物理試験を実	物理特性を明らかにする試験として、湿潤密度
施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにする試験として、引張強さ試験、三軸圧縮試験、静	施した。また、強度特性及び変形特性を明らかに
ポアソン比測定、繰返し三軸試験(変形特性)を実施した。	ポアソン比測定、繰返し三軸試験(変形特性)を
(2) 試験方法	(2) 試験方法
a. 引張強さ試験	a. 引張強さ試験
岩石の引張強さ試験により引張強さを求めた。	岩石の引張強さ試験により引張強さを求めた。
	<u>6.5cm、高さ約6~6.5cmとした。</u>
b. 三軸圧縮試験	b. 三軸圧縮試験

細粒砂から中粒砂より成る。

すべり地形及びリニアメントは認められない。 れば、多賀層群及び久米層は、敷地全域の標高-50m以 する。<u>久米層以浅の地層には断層は認められない。</u> 敷地に広く分布しており、東茨城層群及びM1段丘堆 を示唆する系統的な不連続や累積的な変位・変形は認 かする可能性のある断層等は認められないと判断され

B握するとともに、室内試験の供試体を採取し、ボー こボーリング調査を実施した。

であり掘進総延長は約<u>3,170</u>m、最大掘進長は約<u>260</u>mで

-リングマシンを使用し、掘削孔径66mm~<u>150</u>mmで実

を行い、地質柱状図を作成した。さらに、他の調査結 を作成し、原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造 (1)に示す。

1下水位及び宙水位の経時変化を観測した。観測位置

び力学特性を明らかにするため、採取した試料を用い

(JGS)等に準拠した。

を、含水比、土粒子の密度等を測定する物理試験を実 こする試験として、引張強さ試験、三軸圧縮試験、静 を実施した。

供試体寸法は直径約5cm、高さ約5cm又は直径約6~

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り圧相当で圧密した後、非排水状態で所定の側圧の もとで軸荷重を載荷し(以下「CUU条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法で実施した。 供試体寸法は直径約5cm、高さ約10cmとした。 6. 静ポアソン比測定 静ポアソン比は、三軸圧縮試験(CUU条件)実施時に、軸荷重載荷時の供試体の体積変化量を測定 する方法で算出した。 d. 繰返し三軸試験(変形特性) 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰 返し軸荷重を段階的に加える方法で実施した。 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cmとした。 	 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り もとで軸荷重を載荷し(以下「CUU条件」という。 供試体寸法は直径約5cm、高さ約10cm又は直径約 た。静ポアソン比測定 静ポアソン比は、三軸圧縮試験(CUU条件)実施 する方法で算出した。 d. 繰返し三軸試験(変形特性) 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り、 返し軸荷重を段階的に加える方法で実施した。 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cm又は直径
 3.5.1.4 土質試験 原子炉施設設置位置付近の地盤の物理特性及び力学特性を明らかにするため、採取した試料を用 いて、物理試験及び力学試験を実施した。 試験は、日本工業規格(JIS)、地盤工学会基準(J6S)等に準拠<u>して実施</u>した。 (1) 試験項目 物理特性を明らかにする試験として、湿潤密度、含水比、土粒子の密度等を計測する物理試験を実施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにする試験として、三軸圧縮試験、静ボアソン比測定、 繰返し三軸試験(変形特性)、繰返し中空ねじりせん断試験(変形特性)を実施した。 (2) 試験方法 a. 三軸圧縮試験 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り圧相当で圧密した後、非排水状態で所定の側圧の もとで軸倚重を載荷し(以下「CD条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法及び非排水状態で 軸荷重を載荷し(以下「CD条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法及び非排水状態で 軸荷重を載荷し(以下「CD条件」という。)、破壊時の軸差応力を求める方法で実施した。 使試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cm及び直径約3.5cm、高さ約7cmとした。 静ボアソン比測定 静ボアソン比測定 静ボアソン比測定 静ボアソン比測定(変形特性) 試験は、ゴムスリーブ中の供試体に有効土被り圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰返し軸荷重を段階的に加える方法で実施した。 (建設し中空ねじりせん断試験(変形特性) 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰返しもじり力を段階的に加える方法で実施した。 供試体寸法は、直径約7cm、内径約3cm、高さ約7cmとした。 供試体寸法は、直径約7cm、内径約3cm、高さ約7cmとした。 	 3.5.1.4 土質試験 原子炉施設設置位置付近の地盤の物理特性及びた て、物理試験及び力学試験を実施した。 試験は、日本工業規格(JIS)、地盤工学会基準 (1) 試験項目 物理特性を明らかにする試験として、湿潤密度、施した。また、強度特性及び変形特性を明らかにす 繰返し三軸試験(変形特性)、繰返し中空ねじりせ (2) 試験方法 高. 三軸圧縮試験 試験は、ゴムスリーブ中の供試体を有効土被り もとで軸荷重を載荷し(以下「CD条件」という。 態で軸荷重を載荷し(以下「CD条件」という。)、 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cm又は直径 静ボアソン比測定 静ボアソン比測定 静ボアソン比測定 静ボアソン比浅、三軸圧縮試験(CUU条件、CD条体の体積変化量を測定する方法で算出した。 (2) 繰返し三軸試験(変形特性) 試験は、ゴムスリーブ中の供試体に有効土被り) 返し軸荷重を段階的に加える方法で実施した。 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cm又は直径
 3.5.1.5 原位置試験 (1) PS検層 基礎地盤の深さ方向の動的な変形特性を把握するため、第3.5.1図に示す位置でPS検層を実施し 	 3.5.1.5 原位置試験 (1) PS検層 基礎地盤の深さ方向の動的な変形特性を把握する

0 圧相当で圧密した後、非排水状態で所定の側圧の 。)、破壊時の軸差応力を求める方法で実施した。 約6~6.5cm、高さ約12~13cmとした。

施時に、軸荷重載荷時の供試体の体積変化量を測定

圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰

径約6~6.5cm、高さ約12~13cmとした。

力学特性を明らかにするため、採取した試料を用い

(JGS) 等に準拠した。

、含水比、土粒子の密度等を計測する物理試験を実 する試験として、三軸圧縮試験、静ポアソン比測定、 せん断試験(変形特性)を実施した。

) 圧相当で圧密した後、非排水状態で所定の側圧の É応力を求める方法、所定の圧力で圧密した後、排 5。)、破壊時の軸差応力を求める方法及び非排水状 破壊時の軸差応力を求める方法で実施した。 <u>径約9.2cm、高さ約18.4cm</u>とした。

条件及びUU条件)の実施時に、軸荷重載荷時の供試

圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰

<u>径約9.2cm、高さ約18.4cm</u>とした。

圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰

勺7cmとした。

るため、第3.5.1図(1)に示す位置でPS検層を実施し

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
定要前(2021.12.2付補正) た。 PS検層は、孔中に受振器を設け、地上で板たたき法によって起振するダウンホール方式及び起振装 置と受振器が一体となったゾンデを孔内に挿入し、孔内で起振受振するサスペンション方式で行っ た。検層により基礎地盤のP波及びS波の伝搬速度を求め、初期動せん断弾性係数及び動ポアソン比を 算出した。 原子炉施設設置位置付近においてPS検層は22孔で実施し、総延長約2,840mである。 (2) 標準貫入試験 基礎地盤の硬軟、締まり具合を把握するため、第3.5.1図に示す位置で標準貫入試験を実施した。 試験は、ハンマーを自由落下させ標準貫入試験用サンプラーを30cm打込むのに要する打撃回数(N 値)を測定する方法で実施した。	た。 PS検層は、孔中に受振器を設け、地上で板たたき法に置と受振器が一体となったゾンデを孔内に挿入し、引た。検層により基礎地盤のP波及びS波の伝搬速度を求算出した。 原子炉施設設置位置付近においてPS検層は10孔で実 (2)標準貫入試験 基礎地盤の硬軟、締まり具合を把握するため、第3 た。 試験は、ハンマーを自由落下させ標準貫入試験用サ 値)を測定する方法で実施した。 3.5.1.6 改良地盤の勃理的、力学的性質を確認し、施設の設 (2)に示す位置で試験施工を行い、物理試験及び力学試 地盤工学会基準(JGS)等に準拠した。試料を採取した(1)試験項目 物理試験として、湿潤密度試験を実施した。また、手 て、一軸圧縮試験、引張強さ試験、三軸圧縮試験、繰 (2)試験方法 a. 一軸圧縮試験 試験は、岩石の一軸圧縮試験により、自然状態の(<u>5cm、高さ約10cmとした。</u>)
 3.5.2 調査結果 3.5.2.1 原子炉施設設置位置付近の地質・地質構造 1 地質 原子炉施設設置位置付近のボーリングの地質柱状図を第3.5.2図から第3.5.11図に示す。地表地質 調査、ボーリング調査結果等から作成した水平地質断面図を第3.5.12図に、鉛直地質断面図を第	 岩石の引張強さ試験により引張強さを求めた。供請 三軸圧縮試験 試験は、UU条件により破壊時の軸差応力を求めるご 供試体寸法は、直径約5cm、高さ約10cmとした。 静ボアソン比測定 静ボアソン比測定 静ボアソン比は、一軸圧縮試験で算出した。 線返し三軸試験(変形特性) 試験は、ゴムスリーブ中の供試体に有効土被り圧構 返し軸荷重を段階的に加える方法で実施した。 (1) 地質 敷地で実施したボーリングの地質柱状図についてす。 地表地質調査、ボーリング調査結果等から作成し 面図を第3.5.13図(1)から第3.5.13図(4)に示す。

き法によって起振するダウンホール方式及び起振装 、 孔内で起振受振するサスペンション方式で行っ を求め、 初期動せん断弾性係数及び動ポアソン比を

で実施し、総延長約<u>1,460</u>mである。

第3.5.1図(1)に示す位置で標準貫入試験を実施し

用サンプラーを30cm打込むのに要する打撃回数(N

<u>の設計及び施工の基礎資料を得るため、第3.5.1図</u> <u>り学試験を実施した。試験は、日本工業規格(JIS)、</u> した位置を第3.5.1図(2)に示す<u>。</u>

た、強度特性及び変形特性を明らかにする試験とし 、繰返し三軸試験(変形特性)を実施した。

まの供試体について実施した。供試体寸法は直径約

供試体寸法は直径約5cm、高さ約5cmとした。

りる方法で実施した。

) 圧相当で圧密した後、非排水状態で周波数1Hzの繰

<u>いて代表的なもの</u>を第3.5.2図から第3.5.11図に示 成した水平地質断面図を第3.5.12図に、鉛直地質断

	5000
原子炉施設設置位置付近の地質は、新第三系中新統の多賀層群及び新第三系鮮新統~第四系下部	原子炉施設設置位置付近の地質は、新第三系中新
更新統の久米層、第四系更新統の東茨城層群及びM1段丘堆積物から成る。	新統の久米層、第四系更新統の東茨城層群及びM1
a. 多賀層群	a. 多賀層群
多賀層群は、主に暗灰色を呈する砂岩・泥岩の互層から成る。ボーリングコアは棒状を呈し、生	多賀層群は、主に暗灰色を呈する砂岩・泥岩の
痕化石、有機物、サガリテスなどが観察されるとともに、石英脈の貫入に伴う珪化作用を受け、硬	痕化石、有機物、サガリテスなどが観察される。
質となっている。	質となっている。
b. 久米層	b. 久米層
久米層は、主に暗緑灰色を呈する砂質泥岩から成る。砂質泥岩は塊状で、貝化石片や軽石粒が観	久米層は、主に暗緑灰色を呈する砂質泥岩から
察される。	察される。
また、泥岩の下位には、シルト分が多く、下位層と狭い範囲で漸移するシルト質砂岩が分布し、	また、泥岩の下位には、シルト分が多く、下位
ほぼ均質塊状であるが、貝化石や軽石粒の混入が見られる。また、この層の基底部には礫が分布す	ほぼ均質塊状であるが、貝化石や軽石粒の混入な
るところがあるが、厚さは一定しない。	るところがあるが、厚さは一定しない。
c. 東茨城層群	c. 東茨城層群
東茨城層群は、坂本(1975) ⁽²⁾ の石崎層及び見和層中部層から成り、山元(2013) ⁽⁶⁴⁾ の笠神層及	東茨城層群は、坂本(1975) (2)の石崎層及び見
び夏海層に相当する。	び夏海層に相当する。
石崎層は、細砂を主体とした層で、全体として均質塊状であるが、連続性のよいシルト層、シル	石崎層は、細砂を主体とした層で、全体として
ト混り砂層、砂礫層を挟んでいる。層厚は、約50mである。	ト混り砂層、砂礫層を挟んでいる。層厚は、約5
見和層中部層は、河川堆積砂礫層と考えられ、礫種はチャート、砂岩が多く、花崗岩類や安山岩	見和層中部層は、河川堆積砂礫層と考えられ、
類も含んでいる。層厚は <u>、</u> 約5mで <u>あり、</u> ほぼ水平に連続して分布 <u>している。本層群は、</u> M1段丘堆積	類も含んでいる。層厚は約5mでほぼ水平に連続し
物に不整合に覆われており、山元(2013) ⁽⁶⁴⁾ は笠神層及び夏海層をMIS7に形成されたものとしてい	
ることから、中部更新統と判断される。	
d. M1段丘堆積物	d. M1段丘堆積物
M1段丘堆積物は、坂本(1975) ⁽²⁾ の見和層上部層から成り、山元(2013) ⁽⁶⁴⁾ の見和層及び茨城層	M1段丘堆積物は、坂本(1975) ⁽²⁾ の見和層上部
に相当する。 <u>山元(2013)⁽⁶⁴⁾ は見和層をMIS5eに、茨城層をMIS5cに形成されたものとしている。</u>	に相当する。
M1段丘堆積物の下部は海成層から成り、円礫混じり砂、砂礫を挟在する淘汰の良い砂層、淘汰の	M1段丘堆積物の下部は海成層から成り、円礫※
悪い砂層と層相が変化し、その上部には白斑状生痕を伴う層準が認められる。下位の東茨城層群と	悪い砂層と層相が変化し、その上部には白斑状生
は不整合境界面を成している。中部は比較的均質塊状シルト~粘性の高い粘土から成り淡水環境で	は <u>層相が異なっており、層相の境界には不連続</u> 面
堆積したと考えられる。上部は風成層から成り、淘汰の良い砂~中砂から成り、平行葉理が発達し、	(堆積間隙) が認められることから、両地層は7
渇鉄鉱の濃集が認められる。最上部にはローム層が堆積している。層厚は最大約20mである。M1段丘	ルト〜粘性の高い粘土から成り淡水環境で堆積し
堆積物の分布状況は、敷地周辺の分布状況と整合しており、M1段丘堆積物の下部はMIS5eの堆積物で	良い砂~中砂から成り、平行葉理が発達し、渇鋒
あると考えられる。	積している。層厚は最大約20mである。M1段丘堆料
	おり、M1段丘堆積物の下部はMIS5eの堆積物であ
2) 地盤分類	(2) 地盤分類
原子炉施設設置位置付近の地盤分類図を第3.5.13図(1)から第3.5.13図(4)に示す。設置位置付近	原子炉施設設置位置付近の地盤分類図を第3.5.
には、多賀層群、久米層、東茨城層群、M1段丘堆積物が分布する。	は、多賀層群、久米層、東茨城層群、M1段丘堆積
社団法人日本電気協会の「原子力発電所耐震設計指針 JEAG4601」を参考に、各層の年代、層相、	社団法人日本電気協会の「原子力発電所耐震設
固結の程度等の地質学的性質及び工学的性質の違いから、原子炉基礎地盤を次のように分類した。	固結の程度等の地質学的性質及び工学的性質の違
多賀層群は、中新統の砂岩・泥岩の互層であり、軟質岩盤に分類され、岩相に変化は少ないことか	多賀層群は、中新統の砂岩・泥岩の互層であり、

ら、砂岩泥岩互層 (Tg) の区分とした。

久米層は、鮮新統~下部更新統の砂質泥岩とシルト岩から成り、軟質岩盤に分類され、砂質泥岩 (Km)及びシルト質砂岩(Ks)に区分とした。

変更前(2021, 12, 2 付補正)

ら、砂岩泥岩互層 (Tg) の区分とした。

(Km) 及びシルト質砂岩 (Ks) に区分とした。

新統の多賀層群及び新第三系鮮新統~第四系下部更 1段丘堆積物から成る。

変更後

の互層から成る。ボーリングコアは棒状を呈し、生 とともに、石英脈の貫入に伴う珪化作用を受け、硬

ら成る。砂質泥岩は塊状で、貝化石片や軽石粒が観

位層と狭い範囲で漸移するシルト質砂岩が分布し、 が見られる。また、この層の基底部には礫が分布す

見和層中部層から成り、山元(2013)⁽⁶⁴⁾の笠神層及

て均質塊状であるが、連続性のよいシルト層、シル 50mである。

、礫種はチャート、砂岩が多く、花崗岩類や安山岩 して分布し、M1段丘堆積物に不整合に覆われ<u>る。</u>

部層から成り、山元(2013)⁽⁶⁴⁾の見和層及び茨城層

混じり砂、砂礫を挟在する淘汰の良い砂層、淘汰の 生痕を伴う層準が認められる。下位の東茨城層群と 面が確認される。その不連続面には堆積環境の変化 不整合関係で接している。中部は比較的均質塊状シ したと考えられる。上部は風成層から成り、淘汰の 鉄鉱の濃集が認められる。最上部にはローム層が堆 積物の分布状況は、敷地周辺の分布状況と整合して あると考えられる。

. 13図(1)から第3. 5. 13図(4)に示す。設置位置付近に 遺物が分布する。

設計指針 JEAG4601」を参考に、各層の年代、層相、 違いから、原子炉基礎地盤を次のように分類した。 、軟質岩盤に分類され、岩相に変化は少ないことか

久米層は、鮮新統~下部更新統の砂質泥岩とシルト岩から成り、軟質岩盤に分類され、砂質泥岩

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
低固結~未固結地盤に分類される東茨城層群、M1段丘堆積物は、以下のように区分した。	低固結~未固結地盤に分類される東茨城層群、M1
東茨城層群は、坂本(1975) ⁽²⁾ に対比される石崎層及び見和層中部層に区分した。石崎層は、砂混	東茨城層群は、坂本(1975) ⁽²⁾ に対比される石崎
じり礫を主体とする砂混じり砂礫土(Is-Sg)、砂を主体とする4層の砂質土(Is-S ₁ 、Is-S ₂ U、Is-S ₂ L、	じり礫を主体とする砂混じり砂礫土 (Is-Sg)、砂を
Is-S ₃)、細粒分を多く含む砂質土(Is-Sc)、粘土を主体とする粘性土(Is-C)に区分した。見和層中	Is-S₃)、細粒分を多く含む砂質土(Is-Sc)、粘土を
部層は、砂混じり砂礫土(Mm-Sg)に区分した。	部層は、砂混じり砂礫土 (Mm-Sg) に区分した。
M1段丘堆積物は、坂本(1975) ⁽²⁾ に対比される見和層上部層及びローム層に区分した。見和層上部	M1段丘堆積物は、坂本(1975) ⁽²⁾ に対比される見
層は、砂混じり礫を主体とする砂混じり砂礫土 (Mu-Sg)、砂を主体とする3層の砂質土(Mu-S、Mu-S ₁ 、	層は、砂混じり礫を主体とする砂混じり砂礫土(Mu
Mu-S ₂)、粘土を主体とする粘性土(Mu-C)に、ローム層は火山灰質粘性土(Lm)に区分した。なお、埋	Mu-S2)、粘土を主体とする粘性土(Mu-C)に、ロー
戻土(B)の記載は省略した。	埋戻土(B)の記載は省略した。
(3) 地下水位 <u>調査</u> の結果	(3) 地下水位 <u>観測</u> の結果
<u>№108孔において、</u> 2015年2月より <u>2016年7月</u> までの間に実施した地下水位 <u>調査</u> 結果を第3.5.14図に	2015年2月より <u>2022年2月</u> までの間に実施した地下
示す。 <u>常水位は、約T.P.+6.0m</u> 付近に存在し、 <u>調査</u> 期間中の変動幅は1m以内である。	<u>位</u> は、 <u>T.P.約+4~7</u> m付近に存在し、 <u>観測</u> 期間中の変
	<u>2015年5月より2022年2月までの間に実施した宙水</u>
	<u>T.P.約+28~30m付近に存在し、宙水が帯水する層の</u>
(4) 地質構造	(4) 地質構造
ボーリング調査結果によると、久米層は <u>約T.P.</u> -50m以深に分布し、久米層を不整合に覆って東茨城	ボーリング調査結果によると、久米層は <u>T.P.約</u> -5
層群及びM1段丘堆積物が分布している。	層群及びM1段丘堆積物が分布している。
M1段丘堆積物の基底面の分布標高は各ボーリング孔でほぼ同様であり、ほぼ水平に分布している。	M1段丘堆積物の基底面の分布標高は各ボーリング
更に、M1段丘堆積物の層相変化も各孔で連続的に確認され、各層の分布標高もほぼ同様である。ま	更に、M1段丘堆積物の層相変化も各孔で連続的に確
た、東茨城層群及び久米層の基底面もほぼ水平に分布しており、断層を示唆する系統的な不連続や累	東茨城層群及び久米層の基底面もほぼ水平に分布し
積的な変位・変形は認められず(第3.5.15図 <u>~</u> 第3.5.18図)、久米層中には断層の存在を示唆する鏡	な変位・変形は認められず(第3.5.15図 <u>から</u> 第3.5.
肌や条線及び挟材物等は認められない。	や条線及び挟材物等は認められない。
以上のことから、原子炉施設設置位置付近には、将来活動する可能性のある断層等は認められない	以上のことから、原子炉施設設置位置付近には、
と判断される。	と判断される。
3.5.2.2 室内試験結果	3.5.2.2 室内試験結果
(1) 岩石試験結果	(1) 岩石試験結果
原子炉施設設置位置付近に分布する多賀層群及び久米層から採取した試料による岩石試験結果を	原子炉施設設置位置付近に分布する多賀層群及び
以下に示す。	以下に示す。
a. 物理特性	a. 物理特性
ボーリングコアの <u>約T.P55</u> m~ <u>約T.P.</u> -200mの範囲から採取した <u>616</u> 個の試料について、物理試験	ボーリングコアの <u>T.P.約-60</u> m~ <u>T.P.約</u> -200mの範
を実施した。	を実施した。
湿潤密度 ρtの試験結果を第3.5.19図に、湿潤密度 ρt、含水比w、土粒子の密度、間隙比eの試験結	湿潤密度 ρ _t の試験結果を第3.5.19図に、湿潤密
果を第3.5.1表に示す。	果を第3.5.1表に示す。
Km層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.79</u> g/cm ³ 、含水比 w は平均 <u>39.1%</u> 、土粒子の密度は平均 <u>2.66</u> 、間隙比	Km 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.78</u> g/cm ³ 、含水比 w β
e は平均 <u>1.06</u> である。	隙比 e は平均 <u>1.07</u> である。

Ks 層の湿潤密度 ρ_t は平均 1.83g/cm³、含水比 w は平均 32.3%、土粒子の密度は平均 2.68、間隙比 e は平均 0.95 である。

Tg層の湿潤密度ρ_tは平均1.89g/cm³、含水比wは平均26.1%である。

b. 引張強さ

ボーリングコアから採取した20個の供試体について、岩石の引張強さ試験を実施した。引張強さ

隙比 e は平均 0.97 である。

b. 引張強さ

1段丘堆積物は、以下のように区分した。 層及び見和層中部層に区分した。石崎層は、砂混 ·主体とする4層の砂質土(Is-S₁、Is-S₂U、Is-S₂L、 主体とする粘性土(Is-C)に区分した。見和層中

和層上部層及びローム層に区分した。見和層上部 -Sg)、砂を主体とする3層の砂質土 (Mu-S、Mu-S₁、 ・ム層は火山灰質粘性土(Lm)に区分した。なお、

、水位の観測結果を第3.5.14図<u>(1)</u>に示す。<u>地下水</u> 動幅は1m以内である。

、位の観測結果を第3.5.14図(2)に示す。宙水位は、)厚さは0.2~2.0m程度である。

50m以深に分布し、久米層を不整合に覆って東茨城

「孔でほぼ同様であり、ほぼ水平に分布している。 認され、各層の分布標高もほぼ同様である。また、 ており、断層を示唆する系統的な不連続や累積的 18図)、久米層中には断層の存在を示唆する鏡肌

将来活動する可能性のある断層等は認められない

び久米層から採取した試料による岩石試験結果を

範囲から採取した<u>138</u>個の試料について、物理試験 度 ρ_t、含水比w、土粒子の密度、間隙比eの試験結 は平均<u>37.2%</u>、土粒子の密度は平均<u>2.67g/cm³、間</u> Ks 層の湿潤密度 ρ_tは平均 1.81g/cm³、含水比 w は平均 32.6%、土粒子の密度は平均 2.66g/cm³、間 Tg層の湿潤密度ρ_tは平均1.86g/cm³、含水比wは平均26.5%である。

ボーリングコアから採取した16個の供試体について、岩石の引張強さ試験を実施した。引張強さ

変更前(2021.12.	2 付補正)	変更後
σ _t の試験結果を第3.5.20図に示す。		σ _t の試験結果を第3.5.20図に示す。
Km層、Ks層引張強 <u>度</u> は平均値で <u>0.161</u> N/mm	² である。	Km層、Ks層 <u>の</u> 引張強 <u>さ</u> は平均値で <u>0.160</u> N/mm ² であ
c. 三軸圧縮試験結果(強度特性)		c. 三軸圧縮試験結果(強度特性)
ボーリングコアから採取した <u>80</u> 個の供試体	について、三軸圧縮試験(CUU条件)を実施した。	ボーリングコアから採取した <u>126</u> 個の供試体につい
三軸圧縮試験による非排水せん断強さCuと	標高Zの関係を第3.5.21図に示す。	<u>Km層、Ks層の</u> 三軸圧縮試験による非排水せん断強
破壊時の非排水せん断強さCuと残留時の非	排水せん断強さCurは深度方向に増加する傾向が認め	破壊時の非排水せん断強さCuと残留時の非排水せ
られ、標高Zとの関係は次式で近似される。		られ、標高Zとの関係は次式で近似される。
Km層、Ks層		Km層、Ks層
$\underline{Cu = 0.780 - 0.00333 \cdot Z}$	(N/mm^2)	$Cu = 0.660 - 0.00440 \cdot Z$
$Cur = 0.322 - 0.00455 \cdot Z$	(N/mm^2)	$Cur = 0.295 - 0.00495 \cdot Z$
d. 静弹性係数		d. 静弹性係数
三軸圧縮試験(CUU条件)により静弾性係	数E50を求めた。静弾性係数E50の結果を第3.5.22図及び	三軸圧縮試験(CUU条件)により静弾性係数E50をオ
第3.5.3表(1)に示す。Tg層の静弾性係数E50は	:平均1,080 <u>(</u> N/mm ²)である。Km層、Ks層の静弾性係数E ₅₀	3.5.3表(1)に示す。Tg層の静弾性係数E50は平均1,02
は深度方向に増加する傾向が認められ、標高	Zとの関係は次式で近似される。	度方向に増加する傾向が認められ、標高Zとの関係
Km層、Ks層		Km層、Ks層
<u>E_{50} = 302 - 2.96 · Z</u>	(N/mm^2)	$\underline{E}_{50} = 327 - 2.74 \cdot \underline{Z}$
e. 静ポアソン比		e. 静ポアソン比
三軸圧縮試験(CUU条件)実施時に静ポアン	ノン比測定を実施した。静ポアソン比の結果を第3.5.3	三軸圧縮試験(CUU条件)実施時に静ポアソン比
表(1)に示す。Km層及びKs層の静ポアソン比	νは平均 <u>0.45</u> 、Tg層の静ポアソン比νは平均0.47であ	表(1)に示す。Km層及びKs層の静ポアソン比νは平
る。		る。
f. 操返し三軸試験結果(変形特性)		f. 動的変形特性
ボーリングコアから採取した <u>53</u> 個の供試体	について、繰返し三軸試験(変形特性)を実施した。	ボーリングコアから採取した <u>35</u> 個の供試体につい
得られた正規化せん断弾性係数G/G₀とせん脚	ひずみγの関係並びに減衰率hとせん断ひずみγの関	得られた正規化せん断弾性係数G/G ₀ とせん断ひずみ
係を、第3.5.23図(1)から第3.5.23図(3)に示	係を、第3.5.23図(1)から第3.5.23図(3)に示す。	
正規化動せん断弾性係数G/G ₀ 及び減衰率hと	セん断ひずみγの関係は次式で近似される。	正規化動せん断弾性係数G/G ₀ 及び減衰率hとせん関
Km層		Km層
$G/G_0 = 1/(1 + 2.02\gamma^{0.808})$		$G/G_0 = 1/(1 + 2.32\gamma^{1.04})$
$h = \frac{15.2\gamma}{(\gamma + 0.861) + 1.82}$		$h = \frac{15.3\gamma}{(\gamma + 0.763) + 1.54}$
Ks層		Ks層
$G/G_{0} = 1/(1 + 2.74\gamma^{0.853})$		$G/G_{o} = 1/(1 + 3.09\gamma^{0.986})$
$h = 16.9\gamma/(\gamma + 0.779) + 1.47$		$h = 15.0\gamma/(\gamma + 0.603) + 1.30$
Tg層		Tg層
$G/G_0 = 1/(1 + 1.66\gamma^{0.863})$		$G/G_0 = 1/(1 + 1.75\gamma^{0.925})$
$h = 9.63\gamma/(\gamma + 0.370) + 1.14$		$h = 9.59\gamma/(\gamma + 0.346) + 1.00$
2) 土質試験結果		(2) 土質試験結果
a. 物理特性		a. 物理特性
ボーリングコアから採取した <u>2,555</u> 個の試	ボーリングコアから採取した <u>591</u> 個の試料につい ⁻	

:ある。

ついて、三軸圧縮試験(CUU条件)を実施した。 所強さCuと標高Zの関係を第3.5.21図に示す。 水せん断強さCurは深度方向に増加する傾向が認め

> (N/mm^2) (N/mm^2)

を求めた。静弾性係数E50の結果を第3.5.22図及び第 ,080N/mm²である。Km層、Ks層の静弾性係数E50は深 係は次式で近似される。

 (N/mm^2)

比測定を実施した。静ポアソン比の結果を第3.5.3 t平均<u>0.49</u>、Tg層の静ポアソン比 v は平均0.47であ

ついて、繰返し三軸試験(変形特性)を実施した。 ずみγの関係並びに減衰率hとせん断ひずみγの関

ん断ひずみγの関係は次式で近似される。

いて物理試験を実施した。湿潤密度 ρ_t、<u>含水比w、</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<u>の密度ρ_s、含水比w</u> 、間隙比eの試験結果を第3.5.2表に示す。	<u>土粒子の密度ρ</u> 、間隙比eの試験結果を第3.5.
	周辺の地盤において薄く部分的であることから
	度特性、静弾性係数、静ポアソン比、動的変形
埋戻土の湿潤密度 $ ho_{ m t}$ は平均 1.90 g/cm 3 、含水比wは平均 20.5 %、土粒子の密度 $ ho_{ m s}$ は平均 2.68 g/cm 3 、	埋戻土の湿潤密度 ρ _t は平均1.90g/cm ³ 、含水
間隙比 e は平均 0.71 である。	間隙比 e は平均 0.71 である。
Lm 層の湿潤密度 ρ _t は平均 1.35g/cm ³ 、含水比 w は平均 97.8%、土粒子の密度 ρ _s は平均 <u>2.72</u> g/cm ³ 、	Lm 層の湿潤密度 ρ _t は平均 1.35g/cm ³ 、含水比
間隙比 e は平均 <u>3.03</u> である。	間隙比 e は平均 <u>3.09</u> である。
Mu-S ₁ 層の湿潤密度 $ ho_{ m t}$ は平均 1.89 g/cm³、含水比 w は平均 18.6 %、土粒子の密度 $ ho_{ m s}$ は平均	Mu-S ₁ 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.86</u> g/cm ³ 、
<u>2.70</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.70</u> である。	<u>2.69</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.71</u> である。
Mu-C層の湿潤密度ρ _t は平均 <u>1.73</u> g/cm³、含水比wは平均 <u>44.6</u> %、土粒子の密度ρ _s は平均 <u>2.66</u> g/cm³、	Mu-C層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.72</u> g/cm ³ 、含水
間隙比 e は平均 <u>1.24</u> である。	間隙比 e は平均 <u>1.32</u> である。
Mu-S層の湿潤密度 ρ _t は平均1.87g/cm ³ 、含水比wは平均31.8%、土粒子の密度 ρ _s は平均2.71g/cm ³ 、	Mu-S層の湿潤密度 ρ _t は平均1.87g/cm ³ 、含水
間隙比 e は平均 0.91 である。	間隙比 e は平均 0.91 である。
Mu-S₂層の湿潤密度 ρ₁は平均 <u>1.87</u> g/cm³、含水比 w は平均 <u>21.0</u> %、土粒子の密度 ρ₅は平均	Mu-S ₂ 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.86</u> g/cm ³ 、
2.70g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.75</u> である。	2.70g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.76</u> である。
Mm-Sg層の湿潤密度ρ _t は平均 <u>2.21</u> g/cm ³ 、含水比wは平均 <u>8.9</u> %、土粒子の密度ρ _s は平均2.70g/cm ³ 、	Mm-Sg層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>2.23</u> g/cm ³ 、含2
間隙比 e は平均 <u>0.33</u> である。	間隙比 e は平均 <u>0. 32</u> である。
Is-S ₁ 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.86</u> g/cm ³ 、含水比 w は平均 <u>27.2</u> %、土粒子の密度 ρ _s は平均	Is-S ₁ 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.83</u> g/cm ³ 、
<u>2.72</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.87</u> である。	<u>2.71</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.88</u> である。
Is-C層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.87</u> g/cm ³ 、含水比wは平均 <u>33.5</u> %、土粒子の密度 ρ _s は平均2.69g/cm ³ 、	Is-C層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.85</u> g/cm ³ 、含水
間隙比 e は平均 <u>0. 92</u> である。	間隙比 e は平均 <u>0.96</u> である。
Is-S ₂ U 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.84</u> g/cm ³ 、含水比 w は平均 <u>33.9</u> %、土粒子の密度 ρ _s は平均	Is-S ₂ U 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.82</u> g/cm ³ 、
<u>2.67</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.95</u> である。	<u>2.68</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.96</u> である。
Is-Sc 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.81</u> g/cm³、含水比 w は平均 <u>37.6</u> %、土粒子の密度 ρ _s は平均	Is-Sc 層の湿潤密度 ρ _t は平均 <u>1.78</u> g/cm ³ 、
<u>2.65</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>1.02</u> である。	<u>2.66</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>1.07</u> である。
Is-S ₂ L 層の湿潤密度 ρ _t は平均 1.91g/cm ³ 、含水比 w は平均 <u>28.1</u> %、土粒子の密度 ρ _s は平均	Is-S ₂ L 層の湿潤密度 ρ _t は平均 1.91g/cm ³ 、
<u>2.71</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.82</u> である。	<u>2.74</u> g/cm ³ 、間隙比 e は平均 <u>0.80</u> である。
<u>Is-Sg 層の湿潤密度 ρt</u> は平均 1.98g/cm ³ 、含水比 w は平均 21.7%、土粒子の密度 ρ <u>s</u> は平均	
<u>2.74g/cm³、間隙比 e は平均 0.64 である。</u>	
Is-S ₃ 層の湿潤密度ρ _t は平均 <u>1.96</u> g/cm ³ 、含水比wは平均 <u>26.5</u> %、土粒子の密度ρ _s は平均2.72g/cm ³ 、	Is-S ₃ 層の湿潤密度ρ _t は平均 <u>1.94</u> g/cm ³ 、含水
間隙比eは平均 <u>0.76</u> である。	間隙比eは平均 <u>0.78</u> である。
b. 三軸圧縮試験結果(強度特性)	b. 三軸圧縮試験結果(強度特性)
ボーリングコアから採取した <u>318</u> 個の供試体について、三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件及びUU条	ボーリングコアから採取した <u>264</u> 個の供試体
件)を実施した。	件)を実施した。
三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件及びUU条件)によるピーク強度及び残留強度の破壊応力円を第	三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件及びUU条件
3.5.24図(1)から第3.5.24図(13)に示す。	3.5.24図(1)から第3.5.24図(13)に示す。
埋戻土 (CD条件)	埋戻土 <u>(B層)</u> (CD条件)
$\tau = 0.008 + \sigma \cdot \tan 34.9^{\circ}$ (N/mm ²)	$\tau = 0.008 + \sigma \cdot \tan 34.9^{\circ}$ (N/mm ²)
$\tau_{\rm r} = 0.008 + \sigma \cdot \tan 34.2^{\circ}$ (N/mm ²)	$\tau_{\rm r} = 0.008 + \sigma \cdot \tan 34.2^{\circ}$ (N/mm ²)

.2表に示す。なお、Is-Sg層については、耐震重要施設 らIs-S₂L層の試験結果を物性値に設定する(以降の強 形特性についても同様)。 、比wは平均20.5%、土粒子の密度ρ。は平均2.68g/cm³、 比 w は平均 97.8%、土粒子の密度 ρ_sは平均 <u>2.76</u>g/cm³、 含水比 w は平均 <u>18.1%</u>、土粒子の密度 ρ_sは平均 K比wは平均<u>48.5</u>%、土粒子の密度ρ。は平均<u>2.67</u>g/cm³、 <比wは平均31.8%、土粒子の密度ρ。は平均2.71g/cm³、 含水比wは平均<u>21.7%</u>、土粒子の密度 ρ_sは平均 水比wは平均8.8%、土粒子の密度ρ。は平均2.70g/cm3、 含水比wは平均27.0%、土粒子の密度 ρ。は平均 K比wは平均<u>34.7%、土粒子の密度ρ。は平均2.69g/cm³、</u> 3、含水比 w は平均 33.8%、土粒子の密度 ρ。は平均 含水比wは平均<u>38.6%</u>、土粒子の密度 ρ。は平均 、含水比 w は平均 <u>25.7</u>%、土粒子の密度 ρ_sは平均

水比wは平均<u>26.8</u>%、土粒子の密度ρ_sは平均2.72g/cm³、

本について、三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件及びUU条 件)によるピーク強度及び残留強度の破壊応力円を第

変更前(2021.12.2 付補正)			変更後		
Lm層 (UU条件)			Lm層 (UU条件)		
$\tau = 0.061 + \sigma \cdot \tan 15.1^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.042 + \sigma \cdot \tan 19.7^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_r^2 = 0.073 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.069 \text{ N/mm}^2)$	$\underline{\tau_r}^2 = 0.052 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	
$\tau_{r} = 0.057 + \sigma \cdot \tan 11.4^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq 0.069 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r = 0.040 + \sigma \cdot \tan 15.8^\circ$	(N/mm^2)	
Mu-S1層 (CD条件)			Mu-S1層 (CD条件)		
$\tau = 0.022 + \sigma \cdot \tan 36.9^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.021 + \sigma \cdot \tan 37.0^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_{r}^{2} = 0.070 \cdot \sigma_{r}$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.005 \text{ N/mm}^2)$	$\underline{\tau_r}^2 = 0.068 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	
$\tau_{\rm r} = 0.016 + \sigma \cdot \tan 32.9^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq 0.005 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r = 0.014 + \sigma \cdot \tan 33.0^\circ$	(N/mm^2)	
Mu-C層 (CUU条件)			Mu-C層 (CUU条件)		
$\tau = 0.164 + \sigma \cdot \tan 21.0^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.227 + \sigma \cdot \tan 16.6^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_{r}^{2} = 0.195 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.155 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r^2 = 0.227 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	
$\tau_{\rm r} = 0.138 + \sigma \cdot \tan 13.0^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq 0.155 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_{\rm r} = 0.179 + \sigma \cdot \tan 9.3^{\circ}$	(N/mm^2)	
Mu-S層 (CD条件)			Mu-S層 (CD条件)		
τ = 0.060 + $\sigma \cdot \tan 36.0^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.060 + \sigma \cdot \tan 36.0^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_{\rm r}^2 = 0.124 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.003 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r^2 = 0.124 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	
$\tau_{\rm r} = 0.018 + \sigma \cdot \tan 35.5^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \ge 0.003 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_{\rm r} = 0.018 + \sigma \cdot \tan 35.5^{\circ}$	(N/mm^2)	
Mu-S2層 (CD条件)			Mu-S2層 (CD条件)		
$\tau = 0.031 + \sigma \cdot \tan 38.8^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.040 + \sigma \cdot \tan 38.4^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_{r} = 0.000 + \sigma \cdot \tan 38.0^{\circ}$	(N/mm^2)		$\underline{\tau}_{r} = \sigma \cdot \tan 38.0^{\circ}$	(N/mm^2)	
Mm-Sg層 (CD条件)			Mm-Sg層 (CD条件)		
τ = 0.086 + $\sigma \cdot \tan 40.0^\circ$	(N/mm^2)		$\tau = 0.086 + \sigma \cdot \tan 40.0^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_{\rm r} = 0.003 + \sigma \cdot \tan 40.1^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau_{\rm r} = 0.003 + \sigma \cdot \tan 40.1^{\circ}$	(N/mm^2)	
Is-S₁層 (CUU条件)			Is-S1層 (CUU条件)		
$\tau = 0.388 + \sigma \cdot \tan 26.8^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.399 + \sigma \cdot \tan 27.7^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\underline{\tau}_{\underline{r}^2} = 0.632 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.440 \text{ N/mm}^2)$	$\underline{\tau}_{r}^{2} = 0.660 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	
$\tau_r = 0.268 + \sigma \cdot \tan 30.5^\circ$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq 0.440 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r = 0.268 + \sigma \cdot \tan 27.7^\circ$	(N/mm^2)	
Is-C層 (CUU条件)			Is-C層 (CUU条件)		
$\tau = 0.524$	(N/mm^2)		$\tau = 0.543$	(N/mm^2)	
$\underline{\tau}_{\underline{r}}^2 = 0.396 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.505 \text{ N/mm}^2)$	$\underline{\tau}_{r}^{2} = 0.409 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	
$\tau_{r} = 0.447$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq 0.505 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r = 0.464$	(N/mm^2)	
Is-S ₂ U層 (CUU条件)			Is-S2U層 (CUU条件)		
τ = 0.656 + $\sigma \cdot \tan 13.7^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.725 + \sigma \cdot \tan 12.4^{\circ}$	(N/mm^2)	
$\tau_r^2 = 0.938 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.712 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r^2 = 1.01 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	

$$(\sigma \leq \underline{0.066}$$
N/mm²)
 $(\sigma \geq \underline{0.066}$ N/mm²)

(
$$\sigma \leq \underline{0.004}$$
N/mm²)
($\sigma \geq \underline{0.004}$ N/mm²)

$$(\sigma < 0.196 \text{N/mm}^2)$$

 $(\sigma \ge 0.196 \text{N/mm}^2)$

$$(\sigma < 0.003 \text{N/mm}^2)$$

 $(\sigma \ge 0.003 \text{N/mm}^2)$

$$(\sigma \leq \underline{0.228}$$
N/mm²)
 $(\sigma \geq \underline{0.228}$ N/mm²)

$$(\sigma < 0.527 \text{N/mm}^2)$$

 $(\sigma \ge 0.527 \text{N/mm}^2)$

$$(\sigma < 0.787 \text{N/mm}^2)$$

変更前	(2021.12.2付補	1正)		変更後
$\tau_{\rm r} = 0.637 + \sigma \cdot \tan 14.2^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq \underline{0.712} \text{ N/mm}^2)$	$\tau_{r} = 0.719 + \sigma \cdot \tan 12.4^{\circ}$	(N/mm^2)
Is-Sc層 (CUU条件)			Is-Sc層 (CUU条件)	
$\tau = 0.601 + \sigma \cdot \tan 9.5^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.559 + \sigma \cdot \tan 10.0^{\circ}$	(N/mm^2)
$\underline{\tau}_{x}^{2} = 0.715 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < 0.749 \text{ N/mm}^2)$	$\tau_{\rm r}^2 = 0.664 \cdot \sigma$	(N/mm^2)
$\tau_{\rm r} = 0.620 + \sigma \cdot \tan 8.5^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq \underline{0.749} \text{ N/mm}^2)$	$\tau_{\rm r} = 0.559 + \sigma \cdot \tan 8.8^{\circ}$	(N/mm^2)
Is-S ₂ L層 (CUU条件)			Is-S ₂ L層 (CUU条件)	
$\tau = 0.654 + \sigma \cdot \tan 19.3^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.631 + \sigma \cdot \tan 20.0^{\circ}$	(N/mm^2)
$\tau_{\underline{r}}^2 = 1.03 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	($\sigma < \underline{0.815}$ N/mm ²)	$\underline{\tau_{r}}^{2} = 1.02 \cdot \sigma$	(N/mm^2)
$\tau_{\rm r} = 0.618 + \sigma \cdot \tan 20.1^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq 0.815 \text{ N/mm}^2)$	$\underline{\tau}_{r} = 0.611 + \sigma \cdot \tan 20.0^{\circ}$	(N/mm^2)
Is-S ₃ 層 (CUU条件)			Is-S₃層 (CUU条件)	
$\tau = 0.777 + \sigma \cdot \tan 17.5^{\circ}$	(N/mm^2)		$\tau = 0.888 + \sigma \cdot \tan 16.9^{\circ}$	(N/mm^2)
$\tau_r^2 = 1.12 \cdot \sigma$	(N/mm^2)	$(\sigma < \underline{0.910} \text{ N/mm}^2)$	$\tau_r^2 = 1.27 \cdot \sigma$	(N/mm^2)
$\tau_{\rm r} = 0.691 + \sigma \cdot \tan 19.3^{\circ}$	(N/mm^2)	$(\sigma \geq \underline{0.910} \text{ N/mm}^2)$	$\tau_{\rm r} = 0.768 + \sigma \cdot \tan 16.9^{\circ}$	(N/mm^2)
 c. 静弾性係数 三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件 結果を第3.5.3表(2)に示す。 	⁼ 及び UU 条件))	こより静弾性係数 E50 を求めた。静弾性係数 E50 の	 c. 静弾性係数 三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件 結果を第3.5.3表(2)に示す。 	牛及び UU 条件
UU 条件の静弾性係数 E ₅₀ は Lm 層	で平均 <u>10.9</u> N/mm	² である。	UU 条件の静弾性係数 E50 は Lm 層	で平均 <u>9.38</u> N/
<u>CUU 条件の静弾性係数 E₅o</u> は Mu-	C 層で平均 124M	N/mm ² 、Is-S ₁ 層で平均 60.2N/mm ² 、Is-C 層で平均	<u>CD 条件の静弾性係数 E50 は埋戻</u>	〔土で平均 25.
<u>264N/mm²、Is-S₂U 層で平均 114N/mm²</u>	² 、Is-Sc 層で平均	<u>勾228N/mm²、Is-S₂L層、Is-Sg層で平均149N/mm²、</u>	<u>59.9N/mm²、Mu-S₂層で平均 80.6N/m</u>	nm²、Mm-Sg層`
<u>Is-S₃層で平均 194N/mm²である。</u>			<u>CUU 条件の静弾性係数 E₅₀は Mu-</u>	-C 層で平均 1
<u>CD 条件の静弾性係数 E50 は埋戻</u>	<u>土で平均 25.3N</u>	/mm ² 、Mu-S <u>1</u> 層で平均 37.2N/mm ² 、Mu-S 層で平均	<u>279N/mm²、Is-S₂U 層で平均 109N/m</u>	m²、Is-Sc 層て
<u>59.9N/mm²、Mu-S₂層で平均 75.1N/m</u>	m ² 、Mm-Sg層で ³	平均188N/mm ² である <u>。</u>	<u>で平均176N/mm²である。</u>	
d. 静ポアソン比			d. 静ポアソン比	
三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件)	及びUU条件)実施	施時に静ポアソン比の測定を実施した。静ポアソ	三軸圧縮試験(CD条件、CUU条件	及びUU条件)
ン比の結果を第3.5.3表(2)に示す。			ン比の結果を第3.5.3表(2)に示す。)
静ポアソン比νの平均値は、埋房	戻土で0.23、Lm層	膏で <u>0.28</u> 、Mu−S₁層で0.26、Mu−C層で <u>0.50</u> 、Mu−S層	静ポアソン比νの平均値は、埋厚	戻土で0.23、L
で0.28、Mu-S₂層で0.26、Mm-Sg層で	*0.26、Is-S ₁ 層で	で <u>0.48</u> 、Is-C層で <u>0.44</u> 、Is-S₂U層で <u>0.44</u> 、Is-Sc層	で0.28、Mu-S2層で0.26、Mm-Sg層で	℃0.26、Is-S ₁ ≸
で <u>0.45</u> 、Is-S ₂ L層 <u>、Is-Sg層</u> で0.48	S、Is-S ₃ 層で <u>0.4</u>	<u>8</u> である。	で <u>0.48</u> 、Is-S ₂ L層で0.48、Is-S ₃ 層	で <u>0. 49</u> である。
e. 動的変形特性			e. 動的変形特性	
ボーリングコアから採取した <u>141</u>	個の供試体につ	いて、動的変形特性を求める目的で、繰返し三軸	ボーリングコアから採取した <u>70</u>	個の供試体に~

ずみγの関係並びに減衰率hとせん断ひずみγの関係を第3.5.25図(1)から第3.5.25図(13)に示す。 正規化動せん断弾性係数G/Go及び減衰率hとせん断ひずみγの関係は次式で近似される。

圧縮試験又は繰返し中空ねじり試験を実施した。この結果の正規化せん断弾性係数G/Goとせん断ひ

埋戻土

 $G/G_0 = 1/(1 + 15.3\gamma^{0.935})$ $h = 22.5\gamma/(\gamma + 0.0734) + 0.171$ 埋戻土(B層)

 $G/G_0 = 1/(1 + 15.3\gamma^{0.935})$

 $h = 22.5\gamma/(\gamma + 0.0734) + 0.171$

($\sigma \geq 0.787 \text{N/mm}^2$)

 $(\sigma < \underline{0.658}$ N/mm²) $(\sigma \ge \underline{0.658}$ N/mm²)

($\sigma \leq \underline{0.793}$ N/mm²) ($\sigma \geq \underline{0.793}$ N/mm²)

 $(\sigma \leq \underline{0.812}$ N/mm²) $(\sigma \geq \underline{0.812}$ N/mm²)

‡)により静弾性係数 E50 を求めた。静弾性係数 E50 の

 $/mm^2$ である。

<u>3N/mm²、Mu-S₁層で平均 45.0N/mm²、Mu-S 層で平均</u> で平均 188N/mm²である。

<u>.36N/mm²、Is-S₁層で平均 55.9N/mm²、Is-C 層で平均</u> で平均 251N/mm²、Is-S<u>2</u>L 層で平均 162N/mm²、Is-S₃層

実施時に静ポアソン比の測定を実施した。静ポアソ

m層で<u>0.32</u>、Mu−S₁層で0.26、Mu−C層で<u>0.497</u>、Mu−S層 層で<u>0.49</u>、Is−C層で<u>0.49</u>、Is−S₂U層で<u>0.48</u>、Is−Sc層

ボーリングコアから採取した<u>70</u>個の供試体について、動的変形特性を求める目的で、繰返し三軸 圧縮試験又は繰返し中空ねじり試験を実施した。この結果の正規化せん断弾性係数G/G₀とせん断ひ ずみγの関係並びに減衰率hとせん断ひずみγの関係を第3.5.25図(1)から第3.5.25図(13)に示す。 正規化動せん断弾性係数G/G₀及び減衰率hとせん断ひずみγの関係は次式で近似される。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
Lm層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 5.35\gamma^{0.734})}{h = 11.9\gamma/(\gamma + 0.117) + 1.82}$	Lm層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 4.56\gamma^{0.711})}{h = 8.80\gamma/(\gamma + 0.0579) + 1.70}$
Mu-S ₁ 層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 14.1\gamma^{0.819})}{h = 19.1\gamma/(\gamma + 0.0527) + 0.490}$	Mu-S ₁ 層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 13.6\gamma^{0.873})}{h = 20.7\gamma/(\gamma + 0.0758) + 0.180}$
<u>Mu-S</u> 層 <u>G/G₀ = 1/(1 + 6.20$\gamma^{0.830}$)</u> <u>h = 20.4γ/(γ + 0.141)</u>	<u>Mu-C</u> 層 <u>$G/G_0 = 1/(1 + 4.34\gamma^{0.791})$</u> <u>$h = 10.1\gamma/(\gamma + 0.148) + 1.82$</u>
<u>Mu-C</u> 層 <u>G/G₀ = 1/(1 + 4.00$\gamma^{0.771}$)</u> <u>h = 9.94γ/(γ + 0.171) + 1.95</u>	<u>Mu-S</u> 層 <u>$G/G_0 = 1/(1 + 6.20\gamma^{0.830})$</u> <u>$h = 20.4\gamma/(\gamma + 0.141) + 0.004$</u>
Mu-S ₂ 層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 8.24\gamma^{0.858})}{h = 25.7\gamma/(\gamma + 0.164) + 0.667}$	Mu-S ₂ 層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 6.86\gamma^{0.827})}{h = 22.8\gamma/(\gamma + 0.130) + 0.472}$
Mm-Sg層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 7.14\gamma^{0.815})}{h = 13.5\gamma/(\gamma + 0.0429) + 1.20}$	Mm-Sg層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 6.69\gamma^{0.801})}{h = 13.2\gamma/(\gamma + 0.0512) + 1.72}$
Is-S ₁ 層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 6.42\gamma^{0.889})}{h = 23.6\gamma/(\gamma + 0.176) + 0.353}$	Is-S ₁ 層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 5.08\gamma^{0.817})}{h = 23.7\gamma/(\gamma + 0.203) + 0.374}$
Is-C層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 5.15\gamma^{0.921})}{h = 18.6\gamma/(\gamma + 0.287) + 1.05}$	Is-C層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 5.21\gamma^{0.913})}{h = 13.6\gamma/(\gamma + 0.149) + 1.19}$
Is-S ₂ U層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 5.34\gamma^{0.966})}{h = 22.6\gamma/(\gamma + 0.297) + 0.349}$	Is-S ₂ U層 $\frac{G/G_0 = 1/(1 + 3.79\gamma^{0.937})}{h = 24.0\gamma/(\gamma + 0.501) + 0.892}$
Is-Sc層 <u>$G/G_0 = 1/(1 + 4.14\gamma^{0.876})$</u>	Is-Sc層 <u>$G/G_0 = 1/(1 + 3.73\gamma^{0.918})$</u>

 $h = 23.3\gamma/(\gamma + 0.502) + 0.969$

 $h = 17.4\gamma/(\gamma + 0.277) + 0.877$



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
Is-S2L層	Is-S2L層
$\underline{G/G_0} = 1/(1+5.20\gamma^{0.946})$	$\underline{G/G_0} = \frac{1}{(1+5.30\gamma^{1.04})}$
$h = 21.2\gamma/(\gamma + 0.311) + 0.583$	$h = 28.1\gamma/(\gamma + 0.453) + 0.803$
Is-S₂層	Is-S。層
$G/G = 1/(1 + 5.44\gamma^{0.965})$	$G/G = 1/(1 + 4.72\gamma^{1.00})$
$\frac{b}{h} = \frac{22.4\gamma}{(\gamma + 0.312) + 0.412}$	$\frac{h}{h} = 29.6\gamma/(\gamma + 0.517) + 0.740$
	(3) 改良地盤の試験結果
	a. 物理特性
	比eの試験結果を第3.5.2表に示す。改良地盤の
	<u></u> b. 引張強さ
	である。ただし、引張強さは「建築物のための目
	考に保守的に0.3N/mm ² を設定する。
	c. 三軸圧縮試験結果(強度特性)
	三軸圧縮試験(UU条件)によるピーク強度及び
	改良地盤 (UU条件)
	$\underline{\tau = 1.12 + \sigma \cdot \tan 21.0^{\circ}} \qquad (\text{N/mm}^2)$
	$\underline{\tau_r^2 = 1.10 \sigma} \tag{N/mm^2}$
	$\underline{\tau_r} = 0.468 + \sigma \cdot \tan 21.0^\circ \qquad (N/mm^2)$
	d. 静弹性係数
	三軸圧縮試験から得られた静弾性係数E50を第3
	<u>である。</u>
	<u>e. 静ポアソン比</u>
	一軸圧縮試験から得られた静ポアソン比を第3
	<u> </u>
	<u>f.</u> 動的変形特性
	繰返し三軸試験(変形特性)の結果を第3.5.2
	<u>率hとせん断ひずみγの関係は次式で近似される</u>
	改良地盤
	$\underline{G/G}_0 = 1/(1 + 3.44 \gamma^{0.998})$
	$h = 12.5 \gamma / (\gamma + 0.393) + 1.40$
3.5.2.3 原位置試験結果	3.5.2.3 原位置試験結果
(1) PS検層による弾性波速度	(1) PS検層による弾性波速度
	添 6-3-13

した。湿潤密度ρ_t、含水比w、土粒子の密度ρ_{s、}間隙 湿潤密度ρ_tは平均2.05g/cm³、含水比wは平均23.8%、 均0.65である。

内再構成試料の供試体による最小値は、0.438N/mm² 改良地盤の設計及び品質管理指針」(2018)⁽¹²⁴⁾を参

び残留強度の破壊応力円を第3.5.27図に示す。

$\frac{(\sigma < 0.314 \text{N/mm}^2)}{(\sigma \ge 0.314 \text{N/mm}^2)}$

3.5.3表(2)に示す。静弾性係数E50は、平均1,720N/mm²

3.5.3表(2)に示す。静ポアソン比は、平均0.18であ

28図に示す。正規化動せん断弾性係数G/G₀及び減衰 5。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<u>各孔で</u> 実施したPS検層結果を第3.5.4表(1)から第3.5.4表(<u>7</u>)及び第3.5. <u>26</u> 図(1)から第3.5. <u>26</u> 図	実施したPS検層結果を第3.5.4表(1)から第3.5.4
(7)に示す。	す。
a. 動せん断弾性係数	a. 動せん断弾性係数
PS検層によるS波速度Vsと物理試験より得られた湿潤密度ρtを用いて、次式により初期動せん断	PS検層によるS波速度Vsと物理試験より得られた
弾性係数G ₀ を求めた。	弾性係数G ₀ を求めた。
$G_0 = \rho_t \times V s^2$	$G_0 = \rho_t \times V S^2$
初期動せん断弾性係数G ₀ の結果を第3.5.5表に示す。	初期動せん断弾性係数G ₀ の結果を第3.5.5表に示
(2) 標準貫入試験	(2) 標準貫入試験
原子炉施設設置位置付近のボーリング孔 <u>42</u> 孔で標準貫入試験を実施した。標準貫入試験の結果を	原子炉施設設置位置付近のボーリング孔 <u>22</u> 孔で標
第3.5.13図(1)から第3.5.13図(3)に示す。	3.5.13図(1)から第3.5.13図(3)に示す。
3.6 原子炉施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性	3.6 原子炉施設の基礎地盤及び周辺斜面の安定性
耐震設計上の重要度分類Sクラスの機器・配管系及びそれらを支持する建物・構築物(耐震重要施設)が設	耐震設計上の重要度分類Sクラスの機器・配管系及びそれ
置される基礎地盤について、十分な安定性を有することを確認する。	置される基礎地盤について、十分な安定性を有することを確
対象施設は原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物とし、基礎地盤の地震時の支持性能については、	対象施設は原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物
基礎地盤のすべり、基礎地盤の支持力及び基礎底面の傾斜を評価する。主冷却機建物については、 <u>基礎地盤の</u>	基礎地盤のすべり、基礎地盤の支持力及び基礎底面の傾斜を
<u>すべりに対して安定性を確保するため、抑止杭による補強を行う。</u>	改良を行い、基礎地盤のすべりに対して安定性を確保する。
また、周辺地盤の変状による施設への影響評価、地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価及び周辺斜面	また、周辺地盤の変状による施設への影響評価、地殻変動
の安定性評価を行い、対象施設の安全機能に重大な影響を及ぼさないことを確認する。	安定性評価を行い、対象施設の安全機能に重大な影響を及ぼ
3.6.1 地震力に対する基礎地盤の安定性評価	3.6.1 地震力に対する基礎地盤の安定性評価
3.6.1.1 評価方法	3.6.1.1 評価方法
(1) 解析手法	(1) 解析手法
基礎地盤のすべり、基礎地盤の支持力及び基礎底面の傾斜に関する安定性について、2次元有限要素	基礎地盤のすべり、基礎地盤の支持力及び基礎底面
法による地震応答解析により検討した。	法による地震応答解析により検討した。
地震応答解析は、2次元有限要素モデルを用いた周波数応答解析とし、等価線形化法により動せん断	地震応答解析は、2次元有限要素モデルを用いた周
弾性係数及び減衰率のひずみ依存性を考慮する。	弾性係数及び減衰率のひずみ依存性を考慮する。
地震時の応力は、静的有限要素法解析による常時応力及び地震応答解析による地震時増分応力を重	地震時の応力は、静的有限要素法解析による常時応
ね合わせることにより求める。常時応力は建物の荷重及び地盤の初期応力を考慮して求め、地震時増分	合わせることにより求める。常時応力は建物の荷重及
応力は水平地震動及び鉛直地震動を同時加振した場合の応答を考慮して求める。基礎地盤の安定性評	力は水平地震動及び鉛直地震動を同時加振した場合の
価フローを第3.6.1図に示す。	ローを第3.6.1図に示す。
(2) 解析条件	(2) 解析条件
a. 解析断面	a. 解析断面
解析の対象とする断面は、基礎地盤の地質構造及び対象施設の配置を考慮し、対象施設を中心に直	解析の対象とする断面は、基礎地盤の地質構造及で
交する3断面A-A'、B-B'及びC-C'とする。解析断面位置図を第3.6.2図に示す。	交する3断面A-A'、B-B'及びC-C'とする
b. 解析モデル	b. 解析モデル
有限要素法解析に用いる解析用地盤モデルは、第3.5.13図(1) <u>及び第3.5.13図(2)及び</u> 第3.5.13図	有限要素法解析に用いる解析用地盤モデルは、第
(3)に示す鉛直地質断面図に基づき作成する。また、建設時の掘削範囲については <u>、</u> 埋戻土として、解	面図に基づき作成する。また、建設時の掘削範囲に ⁻
析用地盤モデルに反映する。解析用建物モデルは、多質点系モデルに基づき作成する。解析モデルを	範囲については改良地盤として解析用地盤モデルに
第3.6.3図(1)、第3.6.3図(2)及び第3.6.3図(3)に示す。	に基づき作成する。解析モデルを第3.6.3図(1) <u>から</u>
	に示す。

4表(2)及び第3.5.29図(1)から第3.5.29図(7)に示

た湿潤密度 ρ_tを用いて、次式により初期動せん断

示す。

標準貫入試験を実施した。標準貫入試験の結果を第

れらを支持する建物・構築物(耐震重要施設)が設 確認する。

物とし、基礎地盤の地震時の支持性能については、 を評価する。主冷却機建物については、<u>周辺地盤の</u>

動による基礎地盤の変形の影響評価及び周辺斜面の ぼさないことを確認する。

面の傾斜に関する安定性について、2次元有限要素

周波数応答解析とし、等価線形化法により動せん断

芯力及び地震応答解析による地震時増分応力を重ね 及び地盤の初期応力を考慮して求め、地震時増分応 の応答を考慮して求める。基礎地盤の安定性評価フ

るび対象施設の配置を考慮し、対象施設を中心に直る。解析断面位置図を第3.6.2図に示す。

第3. 5. 13図(1)<u>から</u>第3. 5. 13図(3)に示す鉛直地質断 こついては埋戻土として、<u>主冷却機建物の地盤改良</u> こ反映する。解析用建物モデルは、多質点系モデル 5.第3. 6. 3図(3)に<u>、改良地盤の範囲を第3. 6. 3図(4)</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
常時応力を算定する静的解析における境界条件は、モデル下端を固定境界、側方を鉛直ローラー境	常時応力を算定する静的解析における境界条件は
界とする。また、動的解析における境界条件は、モデル下端を粘性境界、側方をエネルギー伝達境界	界とする。また、動的解析における境界条件は、モ
とする。境界条件を第3.6.4図に示す。	とする。境界条件を第3.6.4図に示す。
c. 解析用物性值	c. 解析用物性值
解析用物性値は、地盤調査結果に基づき設定する。また、地盤強度のばらつき(平均値-1.0×標準	解析用物性値は、地盤調査結果に基づき設定する
偏差(σ))を考慮した検討も実施する。 <u>解析用物性値を第3.6.1表(1)及び第3.6.1表(2)に示す。</u>	<u>に示す。</u> また、地盤強度のばらつき(平均値-1.0×
	良地盤については、試験施工に基づいた各種試験か
	により所定の強度が確保されていることを施工時の
d. 解析用地下水位	d. 解析用地下水位
解析用地下水位は、第3.5.14図の地下水位測定結果に基づき設定する。解析用地下水位を第3.6.3図	地盤の安定性評価における解析用地下水位は、保
(1)、第3.6.3図(2)及び第3.6.3図(3)に示す。なお、地下水位の変動を考慮し、解析用地下水位を地表	
面に設定した評価も行う。	
e. 入力地震動	e. 入力地震動
入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地震動を第3.6.3図(1) <u>、第3.6.3図(2)及び</u> 第3.6.3図	入力地震動は、解放基盤表面で定義される基準地
(3)に示す解析モデルの下端に入力する。なお、応答スペクトル手法に基づく基準地震動(Ss-D及び	モデルの下端に入力する。なお、応答スペクトル手
Ss-6)については水平地震動及び鉛直地震動の位相反転を考慮する。	は水平地震動及び鉛直地震動の位相反転を考慮する
3.6.1.2 評価内容	3.6.1.2 評価内容
(1) 基礎地盤のすべり	(1) 基礎地盤のすべり
すべり安全率は、想定すべり線上のせん断抵抗力の和を想定すべり線上のせん断力の和で除して求	すべり安全率は、想定すべり線上のせん断抵抗力
め、すべり安全率が1.5を上回ることを確認する。想定すべり線は建物の基礎底面を通り、地表面へ立	め、すべり安全率が1.5を上回ることを確認する。想
ち上がる連続したすべり線とする。地表面へ立ち上がるすべり線は局所安全率、応力状態及び受働崩壊	ち上がる連続したすべり線とする。地表面へ立ち上な
角を踏まえて設定する。	角を踏まえて設定する。
すべり安全率算定に用いる地盤強度は、せん断強度に達した要素では残留強度を用いる。また、引張	すべり安全率算定に用いる地盤強度は、せん断強度
破壊が生じる要素ではすべり線の垂直応力が圧縮の場合は残留強度、引張の場合は強度をゼロとして	破壊が生じる要素ではすべり線の垂直応力が圧縮の
すべり安全率を算定する。	べり安全率を算定する。
さらに、最小すべり安全率を示すケースについて、地盤強度のばらつきを考慮した評価 <u>、解析用地下</u>	さらに、最小すべり安全率を示すケースについて、
水位を地表面に設定した評価を行う。	
(2) 基礎地盤の支持力	(2) 基礎地盤の支持力
地震時における基礎底面の接地圧が評価基準値(支持力)を下回ることを確認する。	地震時における基礎底面の接地圧が評価基準値(
(3) 基礎底面の傾斜	(3) 基礎底面の傾斜
地震時における基礎底面の傾斜が評価の目安である1/2,000を下回ることを確認する。	地震時における基礎底面の傾斜が評価の目安であ
3.6.1.3 評価結果	3.6.1.3 評価結果
(1) 基礎地盤のすべり	(1) 基礎地盤のすべり
原子炉建物及び原子炉附属建物の最小すべり安全率はいずれも評価基準値1.5を上回ることから、基	想定すべり線におけるすべり安全率を第3.6.2表(1
礎地盤はすべりに対して十分な安定性を有している。	原子炉建物及び原子炉附属建物の最小すべり安全
主冷却機建物の最小すべり安全率を示すケースについて、地盤強度のばらつきを考慮した場合、解析	地盤強度のばらつきを考慮した場合は1.8であり、い
用地下水位を地表面に設定した場合のいずれも評価基準値1.5を上回るように抑止杭による補強を行	はすべりに対して十分な安定性を有している。
い、すべりに対して十分な安定性を確保する。	主冷却機建物の最小すべり安全率は2.1、最小すべ
	へもた老庵」た相人は1 7つより いぞんす 河江甘鮮

は、モデル下端を固定境界、側方を鉛直ローラー境 モデル下端を粘性境界、側方をエネルギー伝達境界

5。<u>解析用物性値を第3.6.1表(1)及び第3.6.1表(2)</u> <標準偏差(σ))を考慮した検討も実施する。<u>改</u> いら強度を設定しており、3.8章に示す品質管理方針 の品質管理で確認する。

R守的な評価となるよう地表面に設定する。

地震動を第3.6.3図(1)<u>から</u>第3.6.3図(3)に示す解析 手法に基づく基準地震動(Ss-D及びSs-6)について 5。

」の和を想定すべり線上のせん断力の和で除して求 想定すべり線は建物の基礎底面を通り、地表面へ立 がるすべり線は局所安全率、応力状態及び受働崩壊

度に達した要素では残留強度を用いる。また、引張 場合は残留強度、引張の場合は強度をゼロとしてす

、地盤強度のばらつきを考慮した評価を行う。

(支持力)を下回ることを確認する。

る1/2,000を下回ることを確認する。

(1)から第3.6.2表(3)に示す。 率は2.0、最小すべり安全率を示すケースについて、 いずれも評価基準値1.5を上回ることから、基礎地盤

<u>主冷却機建物の最小すべり安全率は2.1、最小すべり安全率を示すケースについて、地盤強度のばら</u> つきを考慮した場合は1.7であり、いずれも評価基準値1.5を上回ることから、基礎地盤はすべりに対し

(2) 基礎地盤の支持力

評価基準値は、対象施設の基礎地盤(東茨城層群Is-S₁、M1段丘堆積物Mu-S₂)における平板載荷試験 の結果から、原子炉建物及び原子炉附属建物で2.94N/mm²、主冷却機建物で2.69N/mm²とする。地震時に おける基礎底面の最大接地圧は、評価基準値を下回ることから、基礎地盤は十分な支持性能を有してい る。

(3) 基礎底面の傾斜

基礎底面の最大傾斜は、原子炉建物及び原子炉附属建物、主冷却機建物で評価の目安である1/2,000 を下回ることから、施設の安全機能に支障を与えるものではない。

3.6.2 液状化に対する安全性

「建築基礎構造設計指針」⁽¹²²⁾によると、液状化判定を行う必要がある土層は地表面から20m程度以浅の 飽和土層で、土の種類は「沖積層で、細粒分含有率が35%以下の土層」、「粘土分含有率が10%以下又は 塑性指数が15%以下の埋立地盤あるいは盛土地盤」又は「細粒土を含む礫や透水性の低い土層に囲まれた 礫」とされている。

対象施設基礎地盤における飽和土層は地表面から32m以深であり、原子炉建物及び原子炉附属建物の支 持地盤は中部更新統の東茨城層群(砂質土)、主冷却機建物の支持地盤は上部更新統のM1段丘堆積物(砂 質土)であるため、液状化のおそれはなく、施設の安全機能に支障を与えるものではない。

3.6.3 地震発生に伴う周辺地盤の変状及び地殻変動による影響評価

3.6.3.1 周辺地盤の変状による施設への影響評価

対象施設は十分な支持性能を有する地盤に支持されており、対象施設以外に耐震重要施設はない ことから、不等沈下、液状化や揺すり込み沈下等の影響はなく、周辺地盤の変状により施設の安全機 能が損なわれるおそれはない。

3.6.3.2 地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価

敷地には将来活動する可能性のある断層等は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻 変動による基礎地盤の変形は小さいと考えられるため、施設の安全機能に支障を与えるものではな V)

て十分な安定性を有している。

(2) 基礎地盤の支持力

評価基準値は、対象施設の基礎地盤(東茨城層群Is-S₁、M1段丘堆積物Mu-S₂)における平板載荷試験 の最大荷重から設定し、原子炉建物及び原子炉附属建物で2.94N/mm²、主冷却機建物で2.69N/mm²とする。 地震時における基礎底面の接地圧は、原子炉建物及び原子炉附属建物で最大1.14N/mm²、主冷却機建物 で最大0.62N/mm²であり、評価基準値を下回ることから、基礎地盤は十分な支持性能を有している。 (3) 基礎底面の傾斜

変更後

基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜を第3.6.3表に示す。基礎底面の最大傾斜は、原子炉建物 及び原子炉附属建物で1/2,370、主冷却機建物で1/7,600であり、評価の目安である1/2,000を下回るこ とから、施設の安全機能に支障を与えるものではない。

3.6.2 液状化に対する安全性

「建築基礎構造設計指針」⁽¹²²⁾によると、液状化判定を行う必要がある土層は地表面から20m程度以浅の 128日本1日で、土の種類は「沖積層で、細粒分含有率が35%以下の土層」、「粘土分含有率が10%以下又は塑 性指数が15%以下の埋立地盤あるいは盛土地盤」又は「細粒土を含む礫や透水性の低い土層に囲まれた礫」 とされている。

対象施設基礎地盤における飽和土層は地表面から32m以深に存在する。原子炉建物及び原子炉附属建物 の支持地盤は地表面から31.8mに位置する第四系更新統であり、主冷却機建物の支持地盤は地表面から20m に位置する不飽和土層(第四系更新統)である。いずれも液状化判定の対象土層に該当しないため、対象 施設の支持地盤に液状化のおそれはなく、施設の安全機能に支障を与えるものではない。

3.6.3 地震発生に伴う周辺地盤の変状及び地殻変動による影響評価 3.6.3.1 周辺地盤の変状による施設への影響評価

> 原子炉建物及び原子炉附属建物は、十分な支持性能を有する地盤に支持されている。主冷却機建物 は、改良地盤により基礎地盤のすべりを防止する。また、十分な支持性能を有する地盤に支持されて いる。以上のことから、対象施設が周辺地盤の不等沈下、液状化、揺すり込み沈下等による影響を受 けるおそれはない。

3.6.3.2 地殻変動による基礎地盤の変形の影響評価

敷地には将来活動する可能性のある断層等は認められないことから、地震活動に伴い生じる地殻変 動による基礎地盤の変形は小さいと考えられるが、「5. 地震」における地震動評価を踏まえ、敷地周 辺に想定される断層のうち、すべり量が大きく、かつ、すべり域が敷地に近い「2011年東北地方太平 洋沖型地震」の強震動生成域 (SMGA) 位置の不確かさを考慮したモデルについて地殻変動による基礎 底面の傾斜を算出し、施設への影響評価を行った。 地殻変動による基礎底面の傾斜については、食い違い弾性論に基づき、0kada(1992)⁽¹²³⁾の手法に よって得られる地殻変動量より算出した。 地殻変動による基礎底面の最大傾斜は1/17,000であり、さらに基準地震動による基礎底面の傾斜と の重畳を考慮した場合の最大傾斜は、原子炉建物及び原子炉附属建物で1/2.080、主冷却機建物で 1/5,200であり、評価基準値の目安である1/2,000を下回ることから、施設の安全機能に支障を与える ものではない。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.6.4 周辺斜面の安定性評価	3.6.4 周辺斜面の安定性評価
(省略)	(変更なし)
3.7 地質調査に関する実証性	3.7 地質調査に関する実証性
(省略)	(変更なし)
	 3.8 改良地盤の品質確認 基礎地盤の安定性評価に用いる改良地盤については、対施する。 主冷却機建物のすべり安全率の評価において改良地盤の 実施していることから、改良地盤の品質管理では、改良地 る。改良地盤の範囲を第3.6.3図(4)に、改良地盤の確認項 地盤改良の工法は、深層混合処理工法(高圧噴射撹拌工 品質管理に係る詳細な記載がされている「建築物のための 適用する。なお、その他の基準^{(125)~(128)}についても適宜参 日質確認試験の頻度は、各其進の日安を満足するように
	品質確認試験の頻度は、各基準の自安を満足するように
3.8 参考文献 (1)~(121) (省略)	3. <u>9</u> 参考文献 (1)~(121) (変更なし)
(122) <u>一般</u> 社団法人日本建築学会、建築基礎構造設計指針、2001.	 (122) 社団法人日本建築学会、建築基礎構造設計指針、2 (123) Yoshimitsu Okada. Internal deformation due a Bulletin of the Seismological Society of Ameri- (124) 一般財団法人日本建築センター、2018 年度版 建築 シト系固化材を用いた深層・浅層混合処理工法-、2 (125) 社団法人日本建築学会、建築基礎設計のための地盤 (126) 社団法人日本電気協会、乾式キャスクを用いる使 術規程、2009. (127) 財団法人土木研究センター、陸上工事における許 2004. (128) 一般財団法人沿岸技術研究センター、港湾・空港に

施工において改良地盤の品質確認を以下のとおり実

の範囲及び強度を設定し、基礎地盤の安定性評価を 盤の範囲及び強度が基準値を満足することを確認す 質目及び基準値を第3.8.1表に示す。

<u>二法)とし、品質確認準拠基準は高圧噴射撹拌工法の</u> D改良地盤の設計及び品質管理指針」(2018)⁽¹²⁴⁾を 送考とする。

:設定する。改良地盤の試験頻度を第3.8.2表に示す。

001.

to shear and tensile faults in a half-space, ca, vol.82-2, 1992, pp.1018-1040.

<u> 築物のための改良地盤の設計及び品質管理指針-セメ</u> 018.

用済燃料中間貯蔵建屋の基礎構造の設計に関する技

深層混合処理工法 設計施工マニュアル 改訂版.

こおける深層混合処理工法技術マニュアル. 2014.

第3.2.1表~第3.4.1表 (省略)

第3.5.1表物理試驗結果(岩石)

হা	区 分 試驗数(個)		湿潤密度		含水比		土粒子の密度		間隙比				
<u>д</u>	73		时间代有关	剱 (10)		$\rho_t (g/cm^3)$		w (%)		$\rho_{\rm s}(\rm g/cm^3)$		е	
		湿潤密度	含水比	土粒子	間隙比	平均 値	標準偏差	平均 値	標準偏差	平均 値	標準偏差	平均 値	標準偏差
久米層	Km	159	121	25	62	1.79	0.03	39.1	2.9	2.66	0.02	1.06	0.05
	Ks	26	23	5	20	1.83	0.06	32.3	2.6	2.68	0.03	0.95	0.06
多賀層	Tg	95	80	_	_	1.89	0.07	26.1	4.7	_	_	_	_

第3.2.1 表~第3.4.1 表 (変更なし)

第3.5.1表物理試験結果(岩石)

T I	区 分 試驗数(個)				湿潤密度		含水比		土粒子の密度		間隙比		
	分 武被纵 (10)		$\rho_{t}(g$	$\rho_{\rm t} ({\rm g/cm^3})$		(%)	$ ho_{\rm s}({\rm g/cm^3})$		е				
		湿潤	승규나	上始了	問防レ	亚坎结	標準	平均值	標準	準 平均値 差	標準	平均値	標準
		密度	百不比	上松丁	间隙比	平均恒	偏差		偏差		偏差		偏差
h 业园	Km	53	52	12	48	1.78	0.02	37.2	2.6	2.67	0.01	1.07	0.05
八不層	Ks	18	18	4	16	1.81	0.05	32.6	2.2	2.66	0.01	0.97	0.04
多賀層 群	Tg	67	66	-	-	1.86	0.04	26.5	4.4	-	-	-	-

第3.5.2表 物理試験結果(土質)

区分		試験数(個)			湿潤 (g/	湿潤密度 (g/cm³)		:比 ()	土粒子 (g/-	·密度 cm³)	間隙比	
		密度	含水	土粒子	平均値	標準 偏差	平均値	標準 偏差	平均値	標準 偏差	平均値	標準 偏差
埋戻土	埋戻土	96	96	8	1.90	0.10	20.5	7.4	2.68	0.02	0.71	0.19
ローム層	Lm	43	43	11	1.35	0.08	97.8	12.0	2.72	0.07	3.03	0.47
	Mu-S ₁	119	113	20	1.89	0.08	18.6	3.3	2.70	0.03	0.70	0.07
見和層上部層	Mu-C	63	58	16	1.73	0.08	44.6	11.1	2.66	0.02	1.24	0.23
	Mu-S	40	40	9	1.87	0.08	31.8	6.6	2.71	0.02	0.91	0.16
	Mu−S₂	128	128	25	1.87	0.08	21.0	5.0	2.70	0.03	0.75	0.11
見和層中部層	Mm-Sg	61	61	15	2.21	0.12	8.9	3.6	2.70	0.01	0.33	0.11
	Is-Sı	250	237	43	1.86	0.07	27.2	4.4	2.72	0.02	0.87	0.07
	Is-C	46	46	10	1.87	0.03	33.5	2.1	2.69	0.01	0.92	0.07
	Is-S₂U	164	149	47	1.84	0.07	33.9	5.2	2.67	0.04	0.95	0.11
石崎層	Is-Sc	60	51	15	1.81	0.04	37.6	3.3	2.65	0.02	1.02	0.08
	Is-S ₂ L	66	57	15	1.91	0.07	28.1	5.1	2.71	0.04	0.82	0.10
	Is-Sg	11	2	4	1.98	0.1	21.7	7.9	2.74	0.04	0.64	0.16
	Is-S₃	40	40	9	1.96	0.05	26.5	3.6	2.72	0.01	0.76	0.08

第3.5.2表 物理試験結果(土質<u>·改良地盤</u>)

			34 EQ #4	(加)		湿潤	密度	含水	:比	土粒子	密度	間隙	比
EA			武映叙	(1回)		$\rho_{t}(g)$	$ ho_{\rm t}({\rm g/cm^3})$		%)	$\rho_{\rm s}(g)$	/cm ³)	е	
		泊油卒中	승규나	上始了	問防レ	亚坎结	標準	亚坎荷	標準	亚坎荷	標準	亚均荷	標準
		他們省及	占小比	工松丁	间隙比	平均恒	偏差	「「「「」」「「」」「」」「「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「」」「	平均恒	偏差	平均恒	偏差	
埋戻土	В	96	96	8	96	1.90	0.10	20.5	7.4	2.68	0.02	0.71	0.19
ローム層	Lm	17	17	5	17	1.35	0.08	97.8	11.0	2.76	0.04	3.09	0.46
	Mu-S ₁	65	65	10	65	1.86	0.07	18.1	3.4	2.69	0.03	0.71	0.07
日和民人如民	Mu-C	37	37	10	37	1.72	0.08	48.5	8.5	2.67	0.01	1.32	0.23
兄和唐上라唐	Mu-S	40	40	9	40	1.87	0.08	31.8	6.6	2.71	0.02	0.91	0.16
	Mu-S ₂	88	88	15	88	1.86	0.08	21.7	4.6	2.70	0.03	0.76	0.10
見和層中部層	Mm-Sg	56	56	10	56	2.23	0.10	8.8	3.5	2.70	0.01	0.32	0.10
	Is-S ₁	93	93	12	93	1.83	0.06	27.0	3.4	2.71	0.01	0.88	0.05
	Is-C	17	17	5	17	1.85	0.04	34.7	2.2	2.69	0.01	0.96	0.07
工修屋	Is-S ₂ U	21	21	4	21	1.82	0.05	33.8	2.5	2.68	0.04	0.96	0.05
口呵虐	Is-Sc	20	20	3	20	1.78	0.03	38.6	4.0	2.66	0.02	1.07	0.09
	Is-S ₂ L	21	20	3	20	1.91	0.10	25.7	6.1	2.74	0.05	0.80	0.12
	Is-S ₃	20	20	3	20	1.94	0.05	26.8	2.6	2.72	0.00	0.78	0.07
改良地盤	Ι	32	32	32	32	2.05	0.22	23.8	11.7	2.69	0.01	0.65	0.34

第3.5.3表(1) 静弾性係数及び静ポアソン比測定結果(岩石)

		静弹性低	系数	静ポアソン比		
区分		E ₅₀		ν		
		E ₅₀ (N/mm ²)	試験個数	ν	試験個数	
久米層	Km, Ks	<u>302-2.96 • Z</u>	80	0.45	20	
多賀層	Tg	1080	62	0.47	16	

Z;標高(m)

第3.5.3 表(2) 静弾性係数及び静ポアソン比測定結果(土質)

		静弹	性係数	静ポフ	アソン比	
	<u>_</u>	1	E ₅₀	ν		
			試験個数	平均值	試験個数	
埋戻土	В	25.3	32	0.23	8	
ローム層	Lm	10.9	20	0.28	5	
	$Mu-S_1$	37.2	32	0.26	6	
目和屋上如屋	Mu-C	124	28	0.50	7	
见和眉上即眉	Mu-S	59.9	16	0.28	4	
	$Mu-S_2$	75.1	44	0.26	9	
見和層中部層	Mm-Sg	188	20	0.26	5	
石崎層	$Is-S_1$	60.2	44	0.48	11	
	Is-C	264	14	0.44	4	
	$Is-S_2U$	114	20	0.44	5	
	Is-Sc	228	16	0.45	4	
	$Is-S_2L$	149	16	0.48	4	
	Is-Sg	149	16	0.48	4	
	$Is-S_3$	194	16	0.48	4	

		静弹性的	系			
<u>ل</u> ا		E ₅₀				
	- 刀	E ₅₀				
		(N/mm^2)				
久米層	Km, Ks	<u>327-2.74 • Z</u>				
多賀層群	Tg	1080				

Z:標高(m)

第3.5.3 表(2) 静弾性係数及び静ポアソン比測定結果(土質・改良地盤)

		静弾	性係数	静ポン	アソン比	
5	1]	E ₅₀	ν		
			試驗個数	亚均值	試驗個粉	
		(N/mm^2)	网络	国で「	的现代回知	
埋戻土	В	25.3	32	0.23	8	
ローム層	Lm	9.38	16	0.32	4	
	Mu-S ₁	45.0	20	0.26	5	
目和民人如民	Mu-C	136	24	0.497	6	
兄仲僧上帥僧	Mu-S	59.9	16	0.28	4	
	Mu-S ₂	80.6	36	0.26	9	
見和層中部層	Mm-Sg	188	20	0.26	5	
	Is-S ₁	55.9	40	0.49	10	
	Is-C	279	12	0.49	3	
工体屋	Is-S ₂ U	109	12	0.48	3	
石町眉	Is-Sc	251	12	0.48	3	
	Is-S ₂ L	162	12	0.48	3	
	Is-S ₃	176	12	0.49	3	
改良地盤	Ι	1720	12	0.18	17	

数 静ポアソン比 ν 試験個数 試験個数 ν 0.49 16 64 62 0.47 16

第3.5.3表(1) 静弾性係数及び静ポアソン比測定結果(岩石)

		No. 1∼9 [₩]							
区分		下限深度	下限標高	Vp	Vs				
		(m)	T.P. (m)	(km/s)	(km/s)				
ローム層	Lm	3. 33	33.80	0.88	0.17				
	Mu-S ₁	8.73	28.40	0.93	0.35				
	Mu-C	10.23	26.90	1.00	0.30				
見和層上部層	Mu-S ₂	16.43	20.70	1.07	0.43				
	Mu-Sg	18.33	18.80	1.20	0.49				
	Mu-S ₃	20.93	16.20	1.05	0.45				
見和層中部層	Mm-Sg	26.63	10.50	1.37	0.61				
	Is-S ₁	39.33	-2.20	1.58	0.43				
	Is-C	40.43	-3.30	1.59	0.37				
	$Is-S_{2(1:)}$	65.93	-28.80	1.58	0.37				
石崎層	Is-Sc	72.23	-35.10	1.58	0.39				
	$Is-S_{2(F)}$	84.63	-47.50	1.63	0.44				
	Is-Sg	86.03	-48.90	1.70	0.51				
	Is-S ₃	91.13	-54.00	1.68	0.50				
	W	137.13	-100.00	1.63	0.48				
久米層	Km	160.73	-123.60	1.68	0.54				
	Ks	172.53	-135.40	1.76	0.62				
多賀層群	Tg	-	-	2.17	1.01				

第3.5.4表(1) PS 検層結果 (No.1~9)

ける9本のボーリングのサスペンション法の平均を用いた。

第3.5.4表(1) PS 検層結果(No.1~9)

		No. 1~9*							
区分		下限深度	下限標高	Vp	Vs				
		(m)	T.P. (m)	(km/s)	(km/s)				
ローム層	Lm	3. 33	33.80	0.88	0.17				
	Mu-S ₁	8.73	28.40	0.93	0.35				
	Mu-C	10.23	26.90	1.00	0.30				
見和層上部層	Mu-S ₂	16.43	20.70	1.07	0.43				
	Mu-Sg	18.33	18.80	1.20	0.49				
	Mu-S ₃	20.93	16.20	1.05	0.45				
見和層中部層	Mm-Sg	26.63	10.50	1.37	0.61				
	Is-S ₁	39. 33	-2.20	1.58	0.43				
	Is-C	40.43	-3.30	1.59	0.37				
	Is-S _{2(上)}	65.93	-28.80	1.58	0.37				
石崎層	Is-Sc	72.23	-35.10	1.58	0.39				
	Is-S _{2(F)}	84.63	-47.50	1.63	0.44				
	Is-Sg	86.03	-48.90	1.70	0.51				
	Is-S ₃	91.13	-54.00	1.68	0.50				
	V	137.13	-100.00	1.63	0.48				
久米層	Km	160.73	-123.60	1.68	0.54				
	Ks	172.53	-135.40	1.76	0.62				
多賀層群	Tg	-	-	2.17	1.01				
・ ・ HTTR 建家周辺にお	, ける No. 1~9	の PS 検層結果の	D平均値。地震動評	価における	解放基盤表				

面の設定に用いる。

		No. 11							
区分		下限深度	下限標高	Vp	Vs				
		(m)	T.P. (m)	(km/s)	(km/s)				
ローム層	Lm	3.00	35.65	1.00	0.30				
	Mu-S ₁	10.10	28.55	1.00	0.30				
見和層上部層	Mu-C	15.80	22.85	1.00	0.30				
	Mu-S ₂	22.65	16.00	1.00	0.48				
見和層中部層	Mm-Sg	28.10	10.55	1.00	0.48				
	T- C	34.00	4.65	1.00	0.37				
	15-51	40.20	-1.55	1.65	0.37				
	Is-C	42.80 -4.15		1.65	0.37				
石崎層	Is-S ₂	78.00	-39.35	1.65	0.37				
		87.55	-48.90	1.65	0.42				
	Is-Sg	88.50	-49.85	1.65	0.42				
	Is-S3	93.60	-54.95	1.65	0.42				
		130.00	-91.35	1.65	0.46				
カンド屋	Km	155.00	-116.35	1.70	0.52				
<u> </u>		162.10	-123. 45	1.70	0.62				
	Ks	169.80 -131.1		1.70	0.62				
夕加民兴	Ta	171.00	-132.35	1.70	0.62				
少 頁眉群	Ig	-	-	2.00	0.90				

第3.5.4表(2) PS 検層結果(No.11)

第3.5.4表(3)~(7) (省略)

第3.5.4 表(2) PS 検層結果(No.11、112~116)

			No. 11、112∼116 [™]							
区分		下限深度	下限標高	Vp	Vs					
		(m)	T.P.(m)	(km/s)	$(\rm km/s)$					
ローム層	Lm	3.47	35.05	0.66	0.23					
	Mu-S ₁	10.26	28.26	0.83	0.31					
	Mu-C	11.57	26.95	1.03	0.30					
見和層上部層	Mu-S	12.99	25. 53	1.16	0.32					
	Mu-C	15.28	23. 24	1.03	0.30					
	Mu-S ₂	23. 12	15.40	0.78	0.42					
見和層中部層	Mm-Sg	27.90	10.62	1.07	0.53					
	Is-S ₁	40.45	-1.93	1.69	0.42					
	Is-C	42.56	-4.04	1.66	0.38					
	Is-S ₂ U	66.72	-28.20	1.67	0.38					
石崎層	Is-Sc	77.25	-38.73	1.73	0.41					
	Is-S ₂ L	85.52	-47.00	1.71	0.44					
	Is-Sg	87.44	-48.92	1.72	0.44					
	Is-S ₃	93.40	-54.88	1.71	0.44					
万 业屋	Km	155.63	-117.11	1.75	0.51					
· 八不偕	Ks	165.79	-127.27	1.80	0.57					
多賀層群	Tg	-	-	2.03	0.80					

※:常陽建物周辺における No. 11、112~116の PS 検層結果の平均値。基礎地盤の安定性評価 における解析用物性値の設定に用いる。

第3.5.4表(3)~(7) (表の削除)

地質名 (記号) 理戻土 増 ローム層	展土	係数 G (N/mm²)	νa
(記号)	提 戻土	G (N/mm²)	ν
埋戻土 担 ローム層	展 土	700 10 0 7	
ローム層		733-19.8+2	0.35
l h	Lm	40.8	0.45
	lu-S1	195	0.43
	Mu-C	148	0.44
目的屏临如屏	Mu-S	164	0.45
	lu-S2	338	0.31
N	lu-Sg	409	0.44
N	Mu-S3 386		0.38
見和層中部層	fm-Sg	631	0.35
]	ls-Sl	358	0.46
	Is-C	274	0.47
I	s-S2U	266	0.47
石崎層	ls-Sc	291	0.47
I	s-S2L	383	0.46
	[s-Sg	714	0.44
]	[s-S3	477	0.45
力平面	Km	487	0.45
	Ks	684	0.44
多賀層群	Tg	1540	0.39

第3.5.5表 初期動せん断弾性係数と動ポアソン比

第3.5.5 表 初期動せん断弾性係数と動ポアソン比

変更後

地質名		初期動せん断弾性 係数	動ポアソン比
(記方)		G_0 (N/mm ²)	u d
埋戻土	В	733-19.8 • Z	0.35
ローム層	Lm	71.4	0.43
	Mu-S ₁	179	0.42
日和國上如國	Mu-C	155	0.45
兄和唐上하唐	Mu-S	191	0.46
	Mu-S ₂	328	0.30
見和層中部層	Mm-Sg	626	0.34
	Is-S ₁	323	0.47
	Is-C	267	0.47
了达屋	Is-S ₂ U	263	0.47
石崎唐	Is-Sc	299	0.47
	Is-S ₂ L	370	0.46
	Is-S ₃	376	0.46
カンド屋	Km	463	0.45
<u> </u>	Ks	588	0.44
多賀層群	Tg	1190	0.41
改良地盤	Ι	1090	0.41

Z:標高(m)

Z:標高(m)

		物理特性			強度特性	強度特性(地盤物性のばらつき考慮)			強度特性(地盤物性のばらつき考慮)		
	林雪		Ľ-2	2強度			Ľ-3	2強度			
地層名	記号	湿潤密度 ø. (g/cm ³)	粘着 力 C (N/mm²)	内部摩擦角 す(゜)	残留强 7, 0\/m	度 m ²)	粘着 力 C (N/mm ²)	内部摩擦角 す(゜)	残留到 で, (N/i	kg: nm²)	
埋戻土	В	1.90	0.008	34.9	τ ,=0.008+ σ ·tan34.2°		0.000	34.0	τ ,= σ ·tan34.0°		
	Lm	1.35	0.061	15.1	τ , ² =0.073 · σ τ , =0.057 + σ ·tan11.4°	(σ <0.069 N/mm ²) (σ ≧0.069 N/mm ²)	0.045	15.1	τ , $^{2} = 0.047 \cdot \sigma$ τ , $= 0.040 + \sigma \cdot \tan 11.4^{\circ}$	(σ <0.056 N/mm²) (σ ≧0.056 N/mm²)	
	Mu-S _t	1.89	0.022	36.9	τ , $^{2}=0.070 \cdot \sigma$ τ , $=0.016 + \sigma \cdot tan 32.9^{\circ}$	$(\sigma < 0.005 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.005 \text{ N/mm}^2)$	0.007	36.9	τ,=0.002+σ·tan 32.9°		
M1段丘 堆積物	Mu-C	1.73	0.164	21.0	τ , ² =0.195 · σ τ , =0.138 + σ ·tan13.0°	(σ <0.155 N/mm²) (σ ≧0.155 N/mm²)	0.091	21.0	τ , $^{2} = 0.110 \cdot \sigma$ τ , $= 0.087 + \sigma \cdot \tan 13.0^{\circ}$	(σ <0.119 N/mm²) (σ ≧0.119 N/mm²)	
	Mu-S	1.87	0.060	36.0	τ, ² =0.124·σ τ,=0.018+σ·tan35.5°	$(\sigma < 0.003 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.003 \text{ N/mm}^2)$	0.034	36.0	τ ,= σ ·tan34.8°		
	Mu-S ₂	1.87	0.031	38.8	τ , = $\sigma \cdot tan 38.0^{\circ}$		0.000	38.7	$\tau = \sigma \cdot tan 36.0^{\circ}$		
	Mm-Sg	2.21	0.086	40.0	τ ,=0.003+ σ ·tan40.1°		0.007	40.0	τ ,= σ ·tan38.8°		
	[s−S _L	1.86	0.388	26.8	τ , ² =0.632 · σ τ , =0.268+ σ ·tan27.0°	$(\sigma < 0.243 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.243 \text{ N/mm}^2)$	0.250	26.8	τ , $^{2} = 0.335 \cdot \sigma$ τ , $= 0.137 + \sigma \cdot \tan 27.0^{\circ}$	(σ <0.113 N/mm ²) (σ ≧0.113 N/mm ²)	
	[s-C	1.87	0.524	0.0	τ , $^{2}=0.396 \cdot \sigma$ τ , = 0.447	$(\sigma < 0.505 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.505 \text{ N/mm}^2)$	0.425	0.0	$\tau^2 = 0.278 \cdot \sigma$ $\tau = 0.348$	$(\sigma < 0.435 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.435 \text{ N/mm}^2)$	
市茶絵写新	[s=S ₂ U	1.84	0.656	13.7	τ , $^{2}=0.938 \cdot \sigma$ τ , =0.637 + σ ·tan13.7°	(σ <0.693 N/mm²) (σ ≧0.693 N/mm²)	0.484	13.7	τ , $^{2} = 0.638 \cdot \sigma$ τ , $= 0.465 + \sigma \cdot \tan 13.7^{\circ}$	(σ <0.573 N/mm²) (σ ≧0.573 N/mm²)	
JR.2\36/∎0+	[s-Sc	1.81	0.601	9.5	τ, ² =0.715·σ τ,=0.601+σ·ten8.5°	(σ <0.695 N/mm²) (σ ≧0.695 N/mm²)	0.474	9.5	$\tau_{r}^{2} = 0.509 \cdot \sigma$ $\tau_{r} = 0.477 + \sigma \cdot \tan 8.5^{\circ}$	(σ <0.647 N/mm²) (σ ≧0.647 N/mm²)	
	[s-S ₂ [_	1.91	0.654	19.3	τ , ² =1.03 · σ τ , =0.618 + σ ·tan19.3°	$(\sigma < 0.757 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.757 \text{ N/mm}^2)$	0.465	19.3	τ , $^{2} = 0.682 \cdot \sigma$ τ , $= 0.432 + \sigma \cdot \tan 19.3^{\circ}$	(σ < 0.615 N/mm ²) (σ ≥0.615 N/mm ²)	
	[s-Sg	1.98	0.654	19.3	τ , ² =1.03 · σ τ , =0.618+ σ ·tan19.3°	(σ <0.757 N/mm²) (σ ≧0.757 N/mm²)	0.465	19.3	$\tau^2 = 0.682 \cdot \sigma$ $\tau = 0.432 + \sigma \cdot \tan 19.3^\circ$	(σ <0.615 N/mm²) (σ ≧0.615 N/mm²)	
	[s-S ₃	1.96	0.777	17.5	τ , ² =1.12 · σ τ , =0.691+ σ ·tan17.5°	(σ <0.788 N/mm²) (σ ≧0.788 N/mm²)	0.549	17.5	τ , $^{2} = 0.739 \cdot \sigma$ τ , $= 0.483 + \sigma \cdot \tan 17.5^{\circ}$	(σ <0.628 N/mm ²) (σ ≧0.628 N/mm ²)	
た 半尾	Km	1.79	Cu=0.780-0. σ t=0.161	.00333•Z	Cur=0.322-0.00455 · Z		Cu=0.692-0. σt=0.121	00333 · Z	Cur=0.221-0.00455.Z		
2247	K≉	1.83	τ ₈ =0.366		a=0.241-0.00371+Z		τ _R =0.318		a=0.130-0.00371.Z		
多賀層群	Τs	1.89	-	-	-		-	-	-		
σ:垂直応力	7 Z:標高(m	പ്			久米層(Km.Ks)の強度特性:	下図のとおり					
					(ピーク強度) ↑			(残留強度)	ľ		
					$(\tau/\tau_R)^2 = l + \sigma/\sigma_L$	$\tau = - \frac{1}{2} (C_1)$			$\tau_c = -\frac{2}{2}(C_u)$ $\tau_c^2 = u \cdot d$		
					-d. 0	•			0	→	

第3.6.1表(1) 解析用物性值

第3.6.1表(1) 解析

		物理特性			強度特性		強度特性(地盤物性のばらつきを考慮)			ġ.)	
地扇名	地質記号	曾紀号 泪海索座	ピーク	7強度	T İR	印改中	Ľ	ビーク強度 残留強度			
70/8°H	753C85-7	$\rho_{\tau} (g/cm^3)$	粘着力 C (N/mm ²)	内部摩擦角	7χ τ _r (留 短度 (N/mm ²)	粘着力 C (N/mm ²)	内部摩擦角	7% H 54 τ _r (N/π	nm ²)	
埋戻土	В	1.90	0.008	34.9	$\tau_{\rm r}=\!0.008{}^+\sigma\cdot\!{\rm tan}34.2^\circ$		0.000	34.0	$\tau_{r}=\sigma\cdot tan34.0^\circ$		
	Lm	1.35	0.042	19.7	$\tau_r^2 = 0.052 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.040 + \sigma \cdot \tan 15.8^\circ$	$(\sigma < 0.066 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.066 \text{ N/mm}^2)$	0.031	19.7	$\tau_r^2 = 0.033 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.027 + \sigma \cdot \tan 15.8^\circ$	$(\sigma < 0.056 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.056 \text{ N/mm}^2)$	
	Mu-S ₁	1.86	0.021	37.0	$\tau_r^2 = 0.068 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.014 + \sigma \cdot \tan 33.0^\circ$	$(\sigma < 0.004 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.004 \text{ N/mm}^2)$	0.002	37.0	$\tau_{\rm r}=\sigma\cdot tan 32.9^\circ$		
M1段丘 堆積物	Mu-C	1.72	0.227	16.6	$\tau_r^2 = 0.227 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.179 + \sigma \cdot \tan 9.3^\circ$	$(\sigma < 0.196 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.196 \text{ N/mm}^2)$	0.178	16.6	$\tau_r^2 = 0.169 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.142 + \sigma \cdot \tan 9.3^\circ$	$(\sigma < 0.170 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.170 \text{ N/mm}^2)$	
	Mu-S	1.87	0.060	36.0	$\tau_r^2 = 0.124 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.018 + \sigma \cdot \tan 35.5^\circ$	$(\sigma < 0.003 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.003 \text{ N/mm}^2)$	0.034	36.0	$\tau_{r}=\sigma\cdot tan34.8^\circ$		
	Mu-S ₂	1.86	0.040	38.4	$\tau_{_{\rm T}}=\sigma\cdot tan 38.0^\circ$		0.001	38.4	$\tau_{\rm r} = \sigma \cdot tan 36.0^\circ$		
	Mm-Sg	2.23	0.086	40.0	$\tau_{r}=\!0.003{}^{+}\sigma\cdot\!\tan\!40.1^{\circ}$		0.007	40.0	$\tau_{_{\rm F}}=\sigma\cdot tan 38.8^\circ$		
	$Is-S_1$	1.83	0.399	27.7	$\tau_r^2 = 0.660 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.268 + \sigma \cdot \tan 27.7^\circ$	$(\sigma \le 0.228 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.228 \text{ N/mm}^2)$	0.322	27.7	$\tau_r^2 = 0.455 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.182 + \sigma \cdot \tan 27.7^\circ$	$(\sigma < 0.149 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.149 \text{ N/mm}^2)$	
	Is-C	1.85	0.543	0.0	$\tau_r^2 = 0.409 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.464$	$(\sigma < 0.527 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.527 \text{ N/mm}^2)$	0.450	0.0	$\tau_r^2 = 0.297 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.370$	$(\sigma < 0.460 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.460 \text{ N/mm}^2)$	
事業社民業	Is-S ₂ U	1.82	0.725	12.4	$\tau_r^2 = 1.01 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.719 + \sigma \cdot \tan 12.4^\circ$	$(\sigma < 0.787 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.787 \text{ N/mm}^2)$	0.521	12.4	$\tau_r^2 = 0.670 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.516 + \sigma \cdot \tan 12.4^\circ$	$(\sigma < 0.646 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.646 \text{ N/mm}^2)$	
米/八州間中	Is-Sc	1.78	0.559	10.0	$\tau_r^2 = 0.664 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.559 + \sigma \cdot \tan 8.8^\circ$	$(\sigma \le 0.658 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.658 \text{ N/mm}^2)$	0.424	10.0	$\tau_r^2 = 0.446 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.428 + \sigma \cdot \tan 8.8^\circ$	$(\sigma \le 0.613 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.613 \text{ N/mm}^2)$	
	ls-S ₂ L	1.91	0.631	20.0	$\tau_r^2 = 1.02 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.611 + \sigma \cdot \tan 20.0^\circ$	$(\sigma < 0.793 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.793 \text{ N/mm}^2)$	0.413	20.0	$\tau_r^2 = 0.621 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.396 + \sigma \cdot tan 20.0^\circ$	$(\sigma < 0.627 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.627 \text{ N/mm}^2)$	
	Is-Sg	1.91	0.631	20.0	$\tau_r^2 = 1.02 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.611 + \sigma \cdot \tan 20.0^\circ$	$(\sigma < 0.793 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.793 \text{ N/mm}^2)$	0.413	20.0	$\tau_r^2 = 0.621 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.396 + \sigma \cdot tan 20.0^\circ$	$(\sigma < 0.627 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.627 \text{ N/mm}^2)$	
	Is=S3	1.94	0.888	16.9	$\tau_r^2 = 1.27 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.768 + \sigma \cdot \tan 16.9^\circ$	$(\sigma < 0.812 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.812 \text{ N/mm}^2)$	0.701	16.9	$\tau_r^2 = 0.939 \cdot \sigma$ $\tau_r = 0.594 + \sigma \cdot \tan 16.9^\circ$	$(\sigma < 0.686 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.686 \text{ N/mm}^2)$	
点 米扇	Km	1.78	Cu=0.660-	0.00440•Z 0.160	Cur=0.295-0.00495•Z		Cu=0.588-0.00440 · Z a = 0.120		Cur=0.196-0.00495•Z		
70/0H	Ks	1.81	τ "=	0.359	a= 0.208-0.00417•Z		τ _R =	0.314	a= 0.098-0.00417•Z		
多賀層群	Tg	1.86	-	-		-	-	-	-		
改良地盤	I	2.05	$\tau = 1.12 + \sigma_{\tau} = \tau_{R}$	σ •tan21.0 0.300 1.12	$\begin{array}{l} \tau r^{2} = 1.10 \cdot \sigma \\ \tau r = 0.468 + \sigma \cdot \tan 21.0^{\circ} \end{array}$	$(\sigma < 0.314 \text{ N/mm}^2)$ $(\sigma \ge 0.314 \text{ N/mm}^2)$	$\tau = 1.09 + \sigma_{\tau} = \sigma_{\tau} = \tau_{R} =$	σ •tan21.0° 0.300 = 1.09	$\begin{array}{l} \tau _{r}^{2} = 1.05 \cdot \sigma \\ \tau _{r} = 0.448 + \sigma \cdot tan 21.0^{\circ} \end{array}$	(σ <0.302 N/mm ²) (σ $\geqq0.302$ N/mm ²)	
σ:垂直	応力 Z:	標高(m)	久米 (ビー	K層(Km,Ks)の	D強度特性:下図のとおり) (御辺論座) ▲ ^T r			改良地盤の強 (ビーク論座) ▲	度特性 :下図のとおり	
			(6-	ン 3月(見)	$\tau = -\widetilde{\mathcal{E}}(C_u)$	(汉田)田茂)	τ_r $- \varkappa(C_{ur})$		(亡一//强度)		
			(1/	τ) ² 1 α/σι τ		Tr2 a. G		-	$(\tau/\tau_R)^2 = 1 + \sigma/\sigma_t \qquad \tau_R - 1$	r-I s tang	
	$\begin{array}{c c} & & & \\ \hline \\ \hline$										

斤用	物性	値
----	----	---

				変形特性		
				動的変形特性		静的変形特性
地層名	地度記号	初期動せん断 弾性係数 G _o (N/mm [®])	動ポアソン比ぃ。	G/G ₀ -γ(%)	h (%)- γ (%)	静彈性係数 E _{s0} (N/mm²)
埋戻土	в	733-19.8• Z	0.35	1/(1+15.3•γ ^{0,939})	22.5• y/(y+0.0734)+0.171	25.3
	Lm	40.8	0.45	1/(1+5.35• γ ^{0.134})	11.9• γ/(γ+0.117)+1.82	10.9
	Mu-S _L	195	0.43	1/(1+14.1•γ ⁰²¹⁹)	19.1•γ/(γ+0.0527)+0.490	37.2
M1段丘 堆積物	Mu-C	148	0.44	1/(1+4.00 γ ^{0.ffb})	9.94• γ/(γ+0.171)+1.95	124
	Mu-S	164	0.45	1/(1+6.20•γ ^{0.230})	20.4• y/(y+0.141)	59.9
	Mu-S ₂	338	0.31	1/(1+8.24• γ ^{0.258})	25.7• γ/(γ+0.164)+0.667	75.1
	Mm-Sg	631	0.35	1/(1+7.14 γ ^{0.816})	13.5• γ/(γ+0.0429)+1.20	188
	Is-S _L	358	0.46	1/(1+6.42• γ ^{0.229})	23.6• γ/(γ+0.176)+0.353	60.2
	ls-C	274	0.47	1/(1+5.15• γ ^{0.921})	18.6• γ /(γ +0.287)+1.05	264
由花城园群	Is−S ₂ U	266	0.47	1/(1+5.34• γ ^{0.966})	22.6• γ/(γ+0.297)+0.349	114
ж.ж.жин он	ls-Sc	291	0.47	1/(1+4.14• γ ^{0.216})	23.3• y/(y+0.502)+0.969	228
	ls−S ₂ L	383	0.46	1/(1+5.20• γ ^{0.946})	21.2• y /(y +0.311)+0.583	149
	ls-S g	71 4	0.44	1/(1+5.20• γ ^{0.946})	21.2• y /(y +0.311)+0.583	149
	Is-S _s	477	0.45	1/(1+5.44• γ ^{0.969})	22.4• y /(y +0.312)+0.412	194
な米屋	Km	487	0.45	1/(1+2.02• γ ^{0.808})	15.2• γ/(γ+0.861)+1.82	302-2 96•7
八本省	Ks	684	0.44	1/(1+2.74 γ ^{0.253})	16.9• γ /(γ +0.779)+1.47	002 2.30 2
多賀層群	Τg	1540	0.39	1/(1+1.66• γ ^{0.263})	9.63• y /(y +0.370)+1.14	1080

第3.6.1表(2) 解析用物性值

G:動せん断弾性係数 γ:せん断ひずみ h:減衰率 Z:標高(m)

第361表(2) 解析用物性值

				変形特性			
		動的変形特性					
地層名	地質記号	初期動せん断 弾性係数 G ₀ (N/mm ²)	動ポアソン比 v _d	${\rm G/G_0}\!\sim\gamma$ (%)	h (%) $\sim \gamma$ (%)	静弾性係数 E ₅₀ (N/mm ²)	
埋戻土	В	733-19.8•Z	0 35	$1/(1+15.3 \gamma^{0.935})$	22.5 γ /(γ +0.0734)+0.171	25.3	
	Lm	71.4	0 43	$1/(1+4.56 \gamma^{0.711})$	8.80 y /(y +0.0579)+1.70	9.38	
	Mu-S ₁	179	0 42	$1/(1+13.6 \gamma^{0.873})$	20.7 γ /(γ +0.0758)+0.180	45.0	
M1段丘 堆積物	Mu-C	155	0 45	$1/(1+4.34 \gamma^{0.791})$	10.1 γ /(γ +0.148)+1.82	136	
	Mu-S	191	0 46	$1/(1+6.20 \gamma^{0.830})$	20.4 y /(y +0.141)+0.004	59.9	
	Mu-S ₂	328	0 30	$1/(1+6.86 \gamma^{0.827})$	22.8 y /(y +0.130)+0.472	80.6	
	Mm-Sg	626	0 34	$1/(1+6.69 \gamma^{0.801})$	13.2 y /(y +0.0512)+1.72	188	
	Is-S ₁	323	0 47	$1/(1+5.08 \gamma^{0.817})$	23.7 y /(y +0.203)+0.374	55.9	
	Is-C	267	0 47	$1/(1+5.21 \gamma^{0.913})$	13.6 γ /(γ +0.149)+1.19	279	
市工作区共	Is-S ₂ U	263	0 47	$1/(1+3.79 \gamma^{0.937})$	24.0 γ /(γ +0.501)+0.892	109	
朱八朔眉杆	Is-Sc	299	0 47	$1/(1+3.73 \gamma^{0.918})$	17.4 y /(y +0.277)+0.877	251	
	Is-S ₂ L	370	0 46	$1/(1+5.30 \gamma^{1.04})$	28.1 y /(y +0.453)+0.803	162	
	Is-Sg	370	0 46	$1/(1+5.30 \gamma^{1.04})$	28.1 y /(y +0.453)+0.803	162	
	Is-S3	376	0 46	$1/(1+4.72 \gamma^{1.00})$	29.6 y /(y +0.517)+0.740	176	
h 业园	Km	463	0 45	$1/(1+2.32 \gamma^{1.04})$	15.3 γ /(γ +0.763)+1.54	207 0 74 7	
<u></u> 人不增	Ks	588	0 44	$1/(1+3.09 \gamma^{0.986})$	15.0 γ /(γ +0.603)+1.30	321-2.14•2	
多賀層群	Tg	1190	0 41	$1/(1+1.75 \gamma^{0.925})$	9.59 γ /(γ +0.346)+1.00	1080	
改良地盤	I	1090	0 41	$1/(1+3.44 \gamma^{0.998})$	12.5 y /(y+0.393)+1.40	1720	

弾性係数 γ:せん断ひす 1: 减衰率 Z:標局(n

変更前(2021.12.2 付補正)			変更後	
		第3.6.2 表	₹(1) すべり安全	≧率(A−A'断面)
	番	弓 想定すべり線形状	地震動 ^{※1}	すべり 基本モデル ^{※2}
	1	原子炉建物及び 主冷却機建物 原子炉附属建物 60°	S s - D (+, -)	2.9 [46.62]
	2	45° 45°	S s - D (+, -)	2. 6 [46. 63]
	3	30° 30°	S s - D (+, -)	2.3 [46.63]
	4	25° 25°	S s - D (+, -)	2.2 [46.63]
	※1(+ ※2 地想 ※3 []	, +) 位相反転なし、(-, +) 水	.平反転、(+, - .を地表面に設定) 。) 鉛直反転、(-, -) したモデルを基本とする
	1			

すべり多	₹全率 ^{*3}
基本モデル*2	地盤強度 ばらつき考慮
2.9 [46.62]	
2.6 $[46.63]$	
2. 3 [46. 63]	—
2. 2 [46. 63]	1.9 $[46.63]$

沿直反転、(−, −)水平反転かつ鉛直反転 モデルを基本とする。

変更前(2021.12.2 付補正)				変更後	ź	
			第 3. 6. 2 表	(2) すべり安全	全率(B-B,斛面)	
					すべり	安全率*3
		番号	想定すべり線形状	地震動 ^{※1}	基本モデル ^{※2}	大工1 地盤強度 ばらつき考慮
		1	原子炉建物及び 原子炉附属建物 60° 60°	S s - D (+, -)	3.6 [46.62]	_
		2	45° 45°	S s - D (+, -)	2.8 [46.65]	_
		3	30° 30°	S s - D (+, -)	2.2 [46.66]	_
		4	25° 25°	S s - D (+, -)	2.0 [46.67]	1.8 [46.67]
	**1 **2 **3	 (+, + 地盤強 []は 	-)位相反転なし、(-, +)水 度を平均強度、解析用地下水位 発生時刻(秒)	平反転、(+, -	ー)鉛直反転、(ー, ー) Eしたモデルを基本とする	水平反転かつ鉛直反転 る。

すべり安全率(C−C'	そ(3) すべり安	<u>第 3. 6. 2</u> 表	
§動 ^{※1}	地震動※1	想定すべり線形状	番号
基本モ			
- 6 2.	S s - 6	主冷却機建物 60° / 60°	
(-) [14.	(-, -)		
- D 2.	S s – D	45°45°	2
(-) [46.	(+, -)		
- D 2.	Ss-D	30°30°	3
(46.	(+, -)		
-D 2.	S s - D	25°25°	
, -) [46.	(+, -)		4-1
-D 2	$S_{s} - D$	25°,60°	
)	(+ -)		4-2
(¹)	(1,)		

断面)

すべり安	全率 *3
基本モデル ^{※2}	地盤強度 ばらつき考慮
2.4 [14.53]	_
2.3 [46.64]	_
2.3 [46.64]	_
2.2 [46.64]	_
2. 1 [46. 63]	1.7 $[46.63]$

(-,-)水平反転かつ鉛直反転 基本とする。

変更前	(2021.	12.	2	付補正)
-----	--------	-----	---	------

第3.6.3 表 基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜

変更後

断面	施設名	地震動 ^{**1}	基礎底面両端の最大相対変位 ^{**2} (δ _{v1} -δ _{v2})	基礎底面両端の最大傾斜 (δ _{y1} -δ _{y2} /L ^{※3})
A-A'	原子炉建物 及び 原子炉附属建物	S s - D (+, +)	2.32cm [39.69]	1/2, 370
主冷却機建物		S s - 2 (+, +)	0.36cm [8.09]	1/7, 600
B-В'	原子炉建物 及び 原子炉附属建物	S s - D (+, +)	1.39cm [39.66]	1/3, 500
С-С'	主冷却機建物	S s - D (+, +)	0.84cm [22.88]	1/7, 900

※1(+,+)位相反転なし、(-,+)水平反転、(+,-)鉛直反転、(-,-)水平反転かつ鉛直反転 ※2[]は発生時刻(秒)

※3 [A-A' 原子炉建物及び原子炉附属建物] L = 55.00 m、
 [A-A' 主冷却機建物] L = 27.40 m、
 [B-B'] L = 50.00 m、

[C - C'] L = 67.00 m

東3.7.1 表 主な地質調査会社一覧表 第3.7.1 第3.7.1 表 主な地質調査会社一覧表 第3.7.1 17週26名 死筋中度 水筋・ 地質調査 平成 15 年度、 平成 21 年度 株式会社ダイヤコンサルタント 数地近傍 数地近傍 数地近傍 数地近傍 平成 19 年度・ 平成 20 年度 新台地質調査株式会社 同和 59 年度 東邦基礎運動電流 数地市 単成 19 年度 東邦基礎運動電気会社 同和 59 年度 東北市面海域 平成 平成 平成 10 年度 昭和 59 年度 東州基礎運動業式会社 同和 20 年度 素地市面海域 平成 平成 平成 平成 10 年度 昭和 62 年度 東北市 東北会社 数地市 昭和 福和 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 平成 10 年度 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 昭和 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成 平成						
	第 3.7.1	表 主な地質調査会社一覧表				第3.7.1表
調査名	実施年度	会社名	摘要		地質調査	実施年度
地質調査	平成 18 年度~	株式会社ダイヤコンサルタント	敷地周辺		₩₩ ₱	平成 18 年月
	平成 21 年度		敷地近傍		款地向起	平成 21 年月
			敷地内		款地址 (方 動 4)(力	
	平成 19 年度~	総合地質調査様式会社	敷地前面海域		50, 2007 1	令和4年)
	平成 20 年度	川崎地質株式会社			 	平成 19 年)
	昭和 39 年度	東邦基礎調査様式会社	┃敷地内		XX2000 m149-84	平成 20 年)
	昭和 59 年度	│ 京浜調査工事様式会社	_			昭和 39 年)
	昭和 61 年度	基礎地盤コンサルタント株式会社 				昭和 59 年)
	昭和 62 年度	-				昭和 61 年)
	平成2年度					昭和 62 年)
	平成4年度	-				亚成 9 年
	平成 10 年度 亚式 10 年度	-				工成 4 年 1
	平成 18 年度	12	-		敷地内	
	昭和 63 年度	「体践会社口建設計	-			平成10年)
	平成 Z1 平長	川呵地貝怀氏云仙				──平成 18 年↓
	亚成 97 年度	広田柳暦株式会社		<u>,</u>		
	平成 27 年度 平成 20 年度	応用地質様式会社				昭和 63 年,

主な地質調査会社一覧表

平成 27 年度

平成 29 年度

会社名
株式会社ダイヤコンサルタント
総合地質調査株式会社
川崎地質様式会社
東邦基礎調査株式会社
京浜調査工事株式会社
基礎地盤コンサルタント株式会社
株式会社日建設計
川崎地質様式会社
応用地質様式会社

第3.8.1表 改良地盤の確認項目及び基準値

変更後

確認項目	要求品質			必要改良範囲	備考				
		収行き		基準位置(東西外壁面)から 7m以上	改良体の配置(ロッド挿入位置)*1の確認により、必要改良幅及び必要改良奥行き以上改良さ				
改良地盤 の範囲	必要改良範囲が施工 されていること			基準位置(南外壁面)から 27.5m以上	 れていることを確認する。 ※1 改良体の配置は、詳細設計段階においてロ ッドを中心とした改良可能範囲や干渉物等 の現地の状況を踏まえて定める。 				
						中々	上端	東側 T.P.+23.5m以上 西側 T.P.+21.5m以上	改良開始深度と改良終了深度のロッド長さの確 認により、 必要投合言さが改良されていること
		同ぐ	下端	東側 T.P.+10.6m以下 西側 T.P.+10.3m以下	いにより、必安以及同さが以及されていることを確認する。				





室内配合試験による一軸圧縮強度quと評価に用いる強度特性の相関関係 (内部摩擦角Φ、粘着力C、引張強さσ、)

第3.8.2表 改良地盤の試験頻度

基準名称	基準における試験頻度の目安	設定する試験頻度
2018 年度版 建築物のための改良地盤の 設計及び品質管理指針-セメント系固化材 を用いた深層・浅層混合処理工法- (日本建築センター、2018)	検査対象層(改良範囲内の各土層)に対し て、100本の改良コラムに1箇所以上かつ 1検査対象群に1箇所以上。	
建築基礎設計のための地盤改良設計指針案 (日本建築学会、2006)	改良体 100 本ごとに 1 本以上。	・調査箇所は、改良土量が約 5000m ³ (改良
乾式キャスクを用いる使用済燃料中間貯蔵 建屋の基礎構造の設計に関する技術規程 (日本電気協会、2009)	改良体 300 本ごとに 1 本以上。	体本数 100 本未満) であることから、東 側・西側の改良地盤に対して、各3箇所 とする。 ・試験(一軸圧縮試験)は、改良範囲内の
陸上工事における深層混合処理工法 設計 施工マニュアル 改訂版 (土木研究センター、2004)	設計強度ごとに改良体 500 本未満は 3 本× 3 深度、500 本以上は 250 本ごとに 1 本追 加。	各土層に対して実施する。
港湾・空港における深層混合処理工法技術 マニュアル (沿岸技術研究センター、2014)	改良土量 10000m ³ ごとに 1 本程度。	

一軸圧縮強度qu(N/mm²)

↓1. 5N/mm²

「(引張り強さ/一輪圧縮強さ)の値は一 輪圧縮強さが大きくなると小さくなる傾 向がある」とされており、上限値は 0.3N/mm²。上限値に対応するquiは1.5N/mm²。



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	第3.5.1 図(2) 原子炉施設設置位置付近の調
第3.5.2 図~第3.5.9 図(4) (省略)	第3.5.2 図~第3.5.9 図(4) (変更なし)



ボー	リン	グ孔名	No	116				孔口標高	1 P +38.25m	総掘進長	256.0	Om
棵	棵	深	柱	地	地	色	地質			コ 7	RQD	最大コア長
R	高	度	状	層	質		×	観	察記事	採		
m	m	m		名	名	89	分			率	(%)	(c
_						-	-	201.49	:厚さ1cmの細粒砂岩の薄層を 持た	20 40 60 10 100	20 42 60 80 100	23 40 60 80
								202.26~202.32	・ 報方向に伸びる白色の鉱物 がみられる。	R.	1	K
205								203.52	: 傾斜35°の割れ目沿いに自	<u>6</u>		
			Ħ			黑褐		203.68	服かかられる。 :長さ1~2mの縦方向の密着 た割れ目が多い、上下へは	L at		
								207. 10~211. 31	続しない。 ・傾斜20~80°の癒着して国 した面構造が多くみられる	16	5	
210			圁							8	1	
					砂岩泥	i.		212 AF 21			1	1
					-e a.nl			212.35~214.92	- 平~粗和歩岩を薄層状、レ ズ状に挟む。層厚は1~15g で境界は凸回している。	2		
215								215.38~220.41	: 傾斜10~30°の癒着して困 した面構造が多くみられる	lă -		$ \rangle$
						a.		218.67~218.83 220.10	 ・ 黄灰色のノジュールを挟む ・ ・ 厚さ2cmの細粒砂岩満層を 			
						<u> </u>			¢.,			
220				多質層群			Tg	221.35~221.40	:粒状の生痕化石を含む。			ł
	-186, 05	224.37	1		0.00.00		-	223.02~223.45 224.37~225.55	堆積構造に乱れがみられる。 概ね境状の中粒砂岩。泥岩	e		1
225	-187.23	225.55	1		岩 岩	BR	-		偽緑状に取り込む。下位は や粗粒。	ф		·
						黑褐		226.00~226.82	 : 粗粒砂岩をレンズ状、薄層に挟む。 	伏		
					砂岩泥 岩互層	1		231.32~232.05	 上方細粒化する中粒砂岩か なる。弱い葉理がみられる 	6		
230		1.1				褶			下部の15mは泥岩を偽磔状 含む。	(E)		
	-193, 00 -193, 73	231.32	1		中粒砂	黑袍 ?	1	232.42~232.58	:傾斜60~70°の割れ目沿い 白色の鉱物額がみられる。	12	1	
			E			農		233.15	: 開新45°の感着して固結し 面構造がみられる。	74 -	1	
235					砂岩泥	黑褐		233. 38~233. 59 233. 60~234. 00	 中転歩岩の薄層を挟む。 ・縦方向の割れ目が多くみら。 ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・	n	Ļ	•
					ed#	2		234.36~234.40	るか、エトヘは連接しない :割れ目沿いに白色脈がみら: ス	ħ		
	-199, 19 -199, 74	237.51	H		細粒砂	尿	-	237.51~238.06	 ○: :細粒砂岩からなる。上方細 化を示す 	粒		
					8	黑褐		240. 30~242. 20	 ・砂岩、泥岩が相互層をなす。 局提示の傾斜は20° 却で生 	a		ЦŔ
240			目		砂岩泥 岩五層	黒褐		240 42	化石が多くみられる。			
	-203, 84	242.16	丰		細粒砂	- K		242. 16~243. 41	:上方細粒化する細粒砂岩。 分的に家里の薄層を挟む。	部下		
	-205.09	243.41	1			(R) 黒排		243.71~245.09	部は業理が発達する。 : 傾斜20~40°の症差して回	lt.	ļ	
245	-207 61	245 92			砂岩泥 岩五層	2		245 02~247 50	した面積造がみられる。			
	207.00	AN. 02			細粒砂	暗灰	1	247 50-247.00	- エルロセルビホティロ担切石			K
	-209.24	247.56	Ħ		秋曲沢	黑褐		248. 35~251. 01	 1~10cmの厚さで不定形状に 			
					岩互層	-			石炭 炭雪焼が湿じる			

第3.5.9 図(3)原子炉施設設置位置地質柱状図(No.1165/6)

ボー	リン	グ孔名	S No.	113	ě.			孔口標高	T 1 +38	P . 10m		総掘進	E 262.4	16m
標尺m	構真的	建加	柱状因	地層名	地 質 名	e g	地質区分	12	¥	82	*	コア採取率	R Q D	最大口7番 (cr
255 260 265	-222.40	260 50		12 (0.014	砂炭豆香 炭五香 細粒砂 石	展開 展開 展 展 展	Tg	248 95~250 83, 250 19~250 55, 252 05~258 27 258 54~260 50 260 59~262 44 260 50~260 70 260 75~260 90 260 75~260 90 260 75~261 20 262 21	25 二素精た標や理 上ら702振業雄が様す 焼麦れ	0~253.100 した利用の した利用の した利用の のの のの のの のの のの のの のの のの のの	 ・ 硬貨なノジ らられるご開発して開発した。 して開発用 た、一部発現 たさせる、平行国 す細板砂窓か まなる、平行国 動活用面には をなる。 新聞用面には して目光の のののの ののののののののののののののののののののののののののののの			





第3.5.9 図(5) 原子炉施設設置位置地質柱状図(No.116 5/6)

第3.5.10図~第3.5.13図 (変更なし)

第3.5.10 図~第3.5.13 図 (省略)





第3.5.9 図(6) 原子炉施設設置位置地質柱状図(No.116 6/6)



添 6-3-34

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	In the second seco
	(m) 10.1 10.1 10.0 1












第3.5.21図 非排水せん断強さと標高の関係<u>(Km層、Ks層)</u>

変更後









































































10⁻²

0 0 0

10^{-z}





変更前(2021.12.2 付補正)	変更行	爰
	1.0	
	0.9 -	
	0.8 -	
	0.7	0
		0
	<u>ک</u> ق 0.5 -	
	その 一部 1111111111111111111111111111111111	0
	0.2	
	0.1	
	第 3.5.26 図 引張強	<u>さ</u> う



(験の結果(改良地盤)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	$ \begin{array}{c} 5.0 \\ 0 \\ 0 \\ 0 \\ 0 \\ 0.0 \\ $
	5.0 $\tau_r^2 = 1.10 \cdot \sigma$ ($\tau_r = 0.468 + \sigma \cdot \tan 21.0^\circ$ (τ
	σ(<u>第3.5.27図</u> 三軸圧縮試験の破壊



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	1.2
	$G/G_0 = 1/$
	₹ 108
	125 0.6 子
	亞 0.4
	四 0.2
	0.0
	10~ 10~ 10~ せん断ひずみ
	(a) 動的変形特
	30
	$h = 12.5\gamma/(\gamma + 0.393) + 1.4$
	8 20
	変
	郑 10
	104 105 105 せん断ひずみ
	(b)減衰特性
	<u>第3.5.28 図 繰り返し三</u>



軸試験結果(改良地盤)












第3.5.26図(5) PS 検層結果(No.114)



第3.5.26図(6) PS 検層結果(No.115)



変更後

第3.5.29図(6) PS 検層結果(No.115)













第3.6.3 図(2) 解析モデル(B-B'断面)



第3.6.3 図(2) 解析モデル(B-B'断面)





第3.6.3 図(3) 解析モデル(C-C'断面)



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	C で で で で で で で の の の の の の の の の の の の の
	断面図(東西(C-C')断面)
	为 3. 0. 3 因(4) 以及地流
第3.6.4 図 (省略)	第3.6.4図 (変更なし)



盤の範囲

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類6(5. 地震)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後	
5. 地震	5. 地震	
5.1~5.3 (省略)	5.1~5.3 (変更なし)	
5.4 地震の分類	5.4 地震の分類	
(省略)	(変更なし)	
5.4.2 プレート間地震	5.4.2 プレート間地震	
(省略)	(変更なし)	
また、中央防災会議(2013) ^① では、フィリピン海プレート間地震として茨城県南部を震	また、 <u>想定される地震について文献調査^{(7)~(11)}を実</u> 抜	
源とするM7.3の地震 <u>を</u> 想定 <u>している。さらに、</u> 地震調査研究推進本部地震調査委員会(以下	(2013) では、フィリピン海プレート間地震として茨	
「地震調査研究推進本部」という。)(2012a) ⁽⁸⁾ では、太平洋プレート間地震として茨城県沖	定されている。地震調査研究推進本部地震調査委員会	
を震源とするM6.9~M7.6の地震 <u>を</u> 想定 <u>している。地震調査研究推進本部(2019)⁽⁹⁾では、太</u>	う。)(2012a)では、太平洋プレート間地震として茨城	
<u>平洋プレート間地震として茨城県沖を震源とするM7.0~M7.5程度の地震を想定している。</u>	想定 <u>されている</u> 。	
5.4.3 海洋プレート内地震	5.4.3 海洋プレート内地震	
第5.2.1図に示す過去の被害地震のうち、敷地周辺で震度5弱(震度V)程度以上であったと	第5.2.1図に示す過去の被害地震のうち、敷地周辺で	
推定される海洋プレート内地震は、1895年霞ヶ浦付近の地震及び1921年茨城県龍ヶ崎付近の	推定される海洋プレート内地震は、1895年霞ヶ浦付近の	
地震である。首都直下地震防災・減災特別プロジェクト(2012) 💷 では、1895年霞ヶ浦付近	地震である。首都直下地震防災・減災特別プロジェク	
の地震は太平洋プレート内で発生した地震であること、1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震はフ	の地震は太平洋プレート内で発生した地震であること、	
ィリピン海プレート内で発生した地震であることが指摘されている。	ィリピン海プレート内で発生した地震であることが指	
また、中央防災会議(2004)(11)では、茨城県南部のフィリピン海プレート内を震源とする	また、中央防災会議(2004) (13) では、茨城県南部の	
M7.3の地震が想定されている。さらに、中央防災会議(2013)に基づけば、茨城県南部にお	M7.3の地震が想定されている。さらに、中央防災会議	
いてM7.3の地震を想定できる。また、地震調査研究推進本部(2009a) ⁽¹²⁾ では、「震源断層を	いてM7.3の地震を想定できる。また、地震調査研究推測	
予め特定しにくい地震」として、北関東から東北地方の陸域にかけての太平洋プレート内を	予め特定しにくい地震」として、北関東から東北地方の	
震源とするM7.1の地震(以下「震源断層を予め特定しにくい地震(陸域)」という。)及び茨	震源とするM7.1の地震(以下「震源断層を予め特定し)	
城県沖の太平洋プレート内を震源とするM7.3の地震(以下「震源断層を予め特定しにくい地	城県沖の太平洋プレート内を震源とするM7.3の地震()	
震(海域)」という。)が想定されている。地震調査研究推進本部(2019)では、沈み込んだ	震(海域)」という。)が想定されている。地震調査研究	
プレート内地震として青森県東方沖及び岩手県沖北部~茨城県沖でM7.0~M7.5程度の海洋プ	プレート内地震として青森県東方沖及び岩手県沖北部	
レート内地震が想定されているが、茨城県沖では過去にM7.0を超える沈み込んだプレート内	レート内地震が想定されているが、茨城県沖では過去	
地震は発生していない。さらに、地震調査研究推進本部(2009a)では、茨城県沖の海溝寄り	地震は発生していない。さらに、地震調査研究推進本語	
の太平洋プレート内を震源とするM8.2の地震(以下「海溝寄りのプレート内地震」という。)	の太平洋プレート内を震源とするM8.2の地震(以下「注	
が想定されている。	が想定されている。	
(省略)	(変更なし)	
5.5 敷地及び敷地近傍の地盤振動特性	5.5 敷地及び敷地近傍の地盤振動特性	
5.5.1 解放基盤表面の設定	5.5.1 解放基盤表面の設定	
「3. 地盤」によると、新第三系鮮新統~第四系下部更新統の久米層及び新第三系中新統	「3. 地盤」によると、新第三系鮮新統~第四系下音	
の多賀層群は敷地及び敷地近傍でほぼ水平で相当な拡がりを持って分布しており、敷地内に	の多賀層群は敷地及び敷地近傍でほぼ水平で相当た拡	

の多賀層群は敷地及び敷地近傍でほぼ水平で相当な拡がりを持って分布しており、敷地内に おいて久米層はG.L.約-90m以深からG.L.約-170mまで、多賀層群はG.L.約-170m以深からボー リング調査下端のG.L.約<u>-250m</u>まで分布している。また、PS検層によるとG.L.-172.5m以深でS <u>施した。そのうち、</u>中央防災会議 「城県南部を震源とするM7.3の地震<u>が</u>想 :(以下「地震調査研究推進本部」とい 成県沖を震源とするM6.9~M7.6の地震<u>が</u>

で震度5弱(震度V)程度以上であったと の地震及び1921年茨城県龍ヶ崎付近の ト(2012)⁽¹²⁾では、1895年霞ヶ浦付近 、1921年茨城県龍ヶ崎付近の地震はフ 摘されている。

Dフィリピン海プレート内を震源とする (2013)に基づけば、茨城県南部にお 進本部(2009a)⁽¹⁴⁾では、「震源断層を の陸域にかけての太平洋プレート内を にくい地震(陸域)」という。)及び茨 (以下「震源断層を予め特定しにくい地 究推進本部(2019)では、沈み込んだ 3~茨城県沖でM7.0~M7.5程度の海洋プ にM7.0を超える沈み込んだプレート内 部(2009a)では、茨城県沖の海溝寄り 海溝寄りのプレート内地震」という。)

「3. 地盤」によると、新第三系鮮新統~第四系下部更新統の久米層及び新第三系中新統の多賀層群は敷地及び敷地近傍でほぼ水平で相当な拡がりを持って分布しており、敷地内において久米層はG.L.約-90m以深からG.L.約-170mまで、多賀層群はG.L.約-170m以深からボーリング調査下端のG.L.約-260mまで分布している。また、PS検層によるとG.L.-172.5m以深でS

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
波速度が概ね0.7km/s以上となり、著しい風化も見られない。以上を踏まえ、G.L172.5mの 位置に解放基盤表面を設定する。なお、地震動評価のうち応答スペクトルに基づく手法にお ける解放基盤表面での地盤の弾性波速度値を、P波速度については2.17km/s、S波速度につい ては1.01km/sと設定する。	波速度が概ね0.7km/s以上となり、著しい風化も見られない 位置に解放基盤表面を設定する。なお、地震動評価のうちル ける解放基盤表面での地盤の弾性波速度値を、P波速度につ ては1.01km/sと設定する。
5.5.2 地震観測 敷地地盤における地震観測は、第5.5.1図に示す位置で実施している。観測された主な地震 の諸元を第5.5.1表に、震央分布を第5.5.2図に示す。 <u>これらの</u> 地震について、地中最深部 (G.L250m)で得られた観測記録の応答スペクトルを第5.5.3図に、各深度で得られた観測 記録の応答スペクトルを第5.5.4図(1)から第5.5.4図(3)に示す。これらの図によると、岩盤 内での著しい増幅は認められない。	 5.5.2 地震観測 敷地地盤における地震観測は、第5.5.1図に示す<u>敷地西側</u> <u>両地点で観測された解放基盤表面付近の地震観測記録を用い</u> <u>第5.5.2図に、敷地西側地点で</u>観測された主な地震の諸元を 図に示す。 <u>第5.5.2図より、両地点の解放基盤表面の地震動特性は同</u> <u>評価は観測期間が長く記録が充実している敷地西側地点で</u> <u>第5.5.1表に示す</u>地震について、地中最深部(G.L250m) クトルを第5.5.4図に、各深度で得られた観測記録の応答ス 5.5.<u>5</u>図(3)に示す。これらの図によると、岩盤内での著しい
 5.5.3 敷地周辺の地盤構造 第5.5.7回に示す地質調査総合センター編(2013)⁽¹³⁾による重力異常分布によると、敷地の北側には重力の高まりが見られるが、敷地においてはほぼ平坦な構造となっている。これらの不整形地盤等が、敷地の地震動に与える影響について、単点微動観測記録及び地震観測記録の分析並びに地盤モデルを用いた解析により検討した。 単点微動観測記録の分析では、第5.5.6回に示す位置で実施した微振動観測で得られた記録からH/Vスペクトルを評価した結果、いずれの観測点においてもおおむね同様の傾向を示すことから、敷地地盤には特異な速度構造等がないことを確認した。 地震観測記録の分析では、第5.5.7回(1)及び第5.5.7回(2)に震央位置を示す地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比を比較した結果、第5.5.8回(1)及び第5.5.8回(2)に示すように到来方向によって大きな違いは見られず、ばらつきも小さいことを確認した。 また、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査及び微動アレイ探査結果等に基づき作成した第5.5.9回に示す二次元地盤モデルと、敷地直下の地盤構造に基づく成層地盤モデルを用いて、敷地の解放基盤表面における地震動について検討した結果、第5.5.10回(1)及び第5.5.10回(2)に示すように両地盤モデルの地震波はおおむね対応するものの、一部、入射角が大きい長周期成分の地震波において乖離が見られる。この乖離は不整形地盤に起因すると考えられるが、前述した地震波の到来方向ごとの応答スペクトル比においては到来方向の違いによって長周期成分が特異に増幅する様子は見られず、また、長い固有周期を有する耐震重要施設はかいことから、敷地における地震動評価において大きな問題はたいと判断した 	 5.5.3 敷地周辺の地盤構造 第5.5.6図に示す地質調査総合センター編(2013)⁽¹⁵⁾によの北側には重力の高まりが見られるが、敷地においてはほけらの不整形地盤等が、敷地の地震動に与える影響について、記録の分析並びに地盤モデルを用いた解析により検討した。単点微動観測記録の分析では、第5.5.7図に示す位置で実からH/Vスペクトルを評価した結果、いずれの観測点においとから、敷地地盤には特異な速度構造等がないことを確認地震観測記録の分析では、第5.5.8図(1)及び第5.5.8図(2)方向ごとの応答スペクトル比を比較した結果、第5.5.9図(1)到来方向によって大きな違いは見られず、ばらつきも小さいまた、敷地及び敷地周辺で実施した屈折法地震探査及び消成した第5.5.10図に示す二次元地盤モデルと、敷地直下のかを用いて、敷地の解放基盤表面における地震動について検討5.5.11図(2)に示すように両地盤モデルの地震波はおおむね大きい長周期成分の地震波において乖離が見られる。この記えられるが、前述した地震波の到来方向ごとの応答スペクによって長周期成分が特異に増幅する様子は見られず、また、要施設はないことから、敷地における地震動評価において
これらの結果より、敷地地盤は水平な成層構造と見なすことができることを確認した。	これらの結果より、敷地地盤は水平な成層構造と見なす
0.0.4 地盤 博道 モアル	 0.0.4 1000000000000000000000000000000000000

(省略)

(変更なし)

いない。以上を踏まえ、G.L.-172.5mの うち応答スペクトルに基づく手法にお 度については2.17km/s、S波速度につい

<u>地西側地点と東側地点</u>で実施している。 :を用いて算出した応答スペクトル比を 諸元を第5.5.1表に、震央分布を第5.5.<u>3</u>

<u>生は同様であることを確認した。地震動</u> 1<u>点で行う。</u>

250m) で得られた観測記録の応答スペ 芯答スペクトルを第5.5.<u>5</u>図(1)から第 著しい増幅は認められない。

¹⁵⁾による重力異常分布によると、敷地 はほぼ平坦な構造となっている。これ いて、単点微動観測記録及び地震観測 した。

置で実施した微振動観測で得られた記録 こおいてもおおむね同様の傾向を示すこ 確認した。

<u>8</u>図(2)に震央位置を示す地震波の到来 <u>9</u>図(1)及び第5.5.<u>9</u>図(2)に示すように 小さいことを確認した。

及び微動アレイ探査結果等に基づき作 下の地盤構造に基づく成層地盤モデル て検討した結果、第5.5.<u>11</u>図(1)及び第 るむね対応するものの、一部、入射角が この乖離は不整形地盤に起因すると考 ペクトル比においては到来方向の違い 、また、長い固有周期を有する耐震重 いて大きな問題はないと判断した。 なすことができることを確認した。

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
5.6 基準地震動 Ss	5.6 基準地震動 Ss
(省略)	(変更なし)
5.6.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動	5.6.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動
5.6.1.1 検討用地震の選定	5.6.1.1 検討用地震の選定
「5.4 地震の分類」を踏まえ、地震発生様式ごとに敷地に特に大きな影響を及ぼすと	「5.4 地震の分類」を踏まえ、地震発生様式ご
考えられる地震をNoda et al. (2002) ⁽¹⁴⁾ の方法により検討用地震として選定する。	考えられる地震をNoda et al. (2002) ⁽¹⁶⁾ の方法に
Noda et al. (2002) の方法による応答スペクトルの算定に当たっては、震源位置や地震	Noda et al. (2002) の方法による応答スペクトル(
の発生様式ごとに分類した地震観測記録を用いた補正係数を必要に応じて用いる。	の発生様式ごとに分類した地震観測記録を用いた補
(省略)	(変更なし)
(2) 内陸地殼内地震	(2) 内陸地殻内地震
a. 地震発生層の設定	a. 地震発生層の設定
a) 福島県と茨城県の県境付近以外の断層に対する地震発生層の設定	a) 福島県と茨城県の県境付近以外の断層に対す.
(省略)	(変更なし)
しかしながら、上記の検討は、2011年東北地方太平洋沖地震以降、福島県と茨城県	しかしながら、上記の検討は、2011年東北地
の県境付近で地震活動が活発化した影響を受けていると考えられる。その影響を受け	の県境付近で地震活動が活発化した影響を受け
ていない原子力安全基盤機構(2004) ⁽¹⁵⁾ によるD10及びD90は、敷地周辺の「福島・	ていない原子力安全基盤機構(2004) ⁽¹⁷⁾ による
茨城」ではそれぞれ6.1km、18.1kmとしている。	茨城」ではそれぞれ6.1km、18.1kmとしている。
また、地震発生層と速度構造の関係については、廣瀬・伊藤(2006)(16)による	また、地震発生層と速度構造の関係について
と、浅い地殻内で発生する微小地震はP波速度5.8km/s~6.4km/sの層に集中している	と、浅い地殻内で発生する微小地震はP波速度5.
とされており、三浦ほか(2000) (17)による日本海溝・福島沖前弧域における海底地	とされており、三浦ほか(2000) ⁽¹⁹⁾ による日本
震計及びエアガンを用いた深部構造探査結果からすると、福島県の海岸線においてP	震計及びエアガンを用いた深部構造探査結果か
波速度5.5km/s、6.0km/s及び6.5km/sとなる深さは、それぞれ約6km、約9km及び約	波速度5.5km/s、6.0km/s及び6.5km/sとなる深さ
15kmとなっている。	15kmとなっている。
(省略)	(変更なし)
b) 福島県と茨城県の県境付近の断層に対する地震発生層の設定	b) 福島県と茨城県の県境付近の断層に対する地位
(省略)	(変更なし)
青柳・上田(2012) ⁽¹⁸⁾ では、阿武隈南部を対象に2011年東北地方太平洋沖地震後	青柳・上田(2012) ⁽²⁰⁾ では、阿武隈南部を対
の臨時稠密余震観測により震源再決定が行われている。それらのデータを用いたD10	の臨時稠密余震観測により震源再決定が行われ
及びD90がそれぞれ深さ3.0km、7.9kmであることから、上端深さは3kmに設定する。ま	及びD90がそれぞれ深さ3.0km、7.9kmであること
た、2011年福島県浜通りの地震の震源インバージョン解析モデル ⁽¹⁹⁾⁽²⁰⁾⁽²¹⁾ や震源域周	た、2011年福島県浜通りの地震の震源インバー
辺の微小地震分布 ⁽²²⁾ から、下端深さは13km~16km程度と推定されるが、保守的に	の微小地震分布 ⁽²⁴⁾ から、下端深さは13km~16km
18kmと設定する。	と設定する。
(省略)	(変更なし)
5.6.1.2 検討用地震の地震動評価	5.6.1.2 検討用地震の地震動評価
(1) 内陸地殼内地震	(1) 内陸地殼内地震
a. F1 断層~北方陸域の断層~塩ノ平地震断層による地震	a. F1 断層~北方陸域の断層~塩ノ平地震断層によ
a) 基本震源モデルの設定	a) 基本震源モデルの設定
F1断層~北方陸域の断層~塩ノ平地震断層による地震の基本震源モデルは、原則と	F1断層~北方陸域の断層~塩ノ平地震断層に

して地震調査研究推進本部(2017)⁽²³⁾による震源断層を特定した地震の強震動予測

ごとに敷地に特に大きな影響を及ぼすと により検討用地震として選定する。 レの算定に当たっては、震源位置や地震 補正係数を必要に応じて用いる。

する地震発生層の設定

地方太平洋沖地震以降、福島県と茨城県 けていると考えられる。その影響を受け るD10及びD90は、敷地周辺の「福島・ 。

ては、廣瀬・伊藤(2006)⁽¹⁸⁾による 5.8km/s~6.4km/sの層に集中している 本海溝・福島沖前弧域における海底地 からすると、福島県の海岸線においてP さは、それぞれ約6km、約9km及び約

也震発生層の設定

対象に2011年東北地方太平洋沖地震後 れている。それらのデータを用いたD10 とから、上端深さは3kmに設定する。ま -ジョン解析モデル⁽²¹⁾⁽²³⁾や震源域周辺 km程度と推定されるが、保守的に18km

よる地震

F1断層~北方陸域の断層~塩ノ平地震断層による地震の基本震源モデルは、原則として地震調査研究推進本部(2017)⁽²⁵⁾による震源断層を特定した地震の強震動予測

	変更前(2021.12.2付補正)	変更後
手法(「レシ	ピ」)(以下「強震動予測レシピ」という。)及び地質調査結果に基づき設	手法(「レシピ」)(以下「強震動予測レシピ」と
定する。		定する。
(省略)		(変更なし)
アスペリラ	「ィ位置については、北部区間と南部区間に一つずつ設定し、それぞれの	アスペリティ位置については、北部区間と南
区間において	ご敷地に近い位置の断層上端に配置する。具体的には、断層長さ方向の配	区間において敷地に近い位置の断層上端に配置
置については	t、Manighetti et al. (2005) ⁽²⁴⁾ の知見等を踏まえるとアスペリティの	置については、Manighetti et al. (2005) ⁽²⁶⁾ の
ような大きな	なすべりが生じる領域とすべりが生じない領域が隣接することは考えにく	ような大きなすべりが生じる領域とすべりが生
いことから、	断層端部との間に断層モデル上最小の幅を有する背景領域を設定する。	いことから、断層端部との間に断層モデル上最
また、断層軸	富方向の配置については、すべりに追随する表層領域(地表から断層上端	また、断層幅方向の配置については、すべりに
まで)は強震	(動を生成しにくいと考えられることから、その境界位置となる断層上端)	まで)は強震動を生成しにくいと考えられるこ
にアスペリラ	なを配置する。	にアスペリティを配置する。
(省略)		(変更なし)
b) 不確かさき	と考慮するパラメータの選定	b) 不確かさを考慮するパラメータの選定
(省略)		(変更なし)
短周期レイ	×ルについては、佐藤・堤(2012) ⁽²⁵⁾ により正断層の地震である2011年	短周期レベルについては、佐藤・堤(2012)
福島県浜通り)の地震の短周期レベルが、壇ほか(2001) ²⁶⁾ の関係式とほぼ同等であ	福島県浜通りの地震の短周期レベルが、壇ほか
ることを確認	&した上で、2007年新潟県中越沖地震の知見を踏まえ、強震動予測レシピ	ることを確認した上で、2007年新潟県中越沖地
による値の1	.5倍を考慮する。	による値の1.5倍を考慮する。
(省略)		(変更なし)
b. F3 断層~F4	断層による地震	b. F3 断層~F4 断層による地震
a) 基本震源于	テアルの設定	a) 基本震源モデルの設定
(省略)		(変更なし)
F3断層~F	4断層による地震の断層面については、敷地により近いF3断層の地表面ト	F3断層~F4断層による地震の断層面について
レース形状を	と踏まえて設定する。この際、入倉・三宅(2001) ⁽²⁷⁾ による内陸地殻内	レース形状を踏まえて設定する。この際、入倉
地震のスケー	-リング則の適用範囲を参考に、地震モーメントMoが7.5×10 ¹⁸ Nmとなるよ	地震のスケーリング則の適用範囲を参考に、地
うに保守的に	ニ地震の規模を嵩上げし、この地震の規模に相当する断層面積となるよう	ように保守的に地震の規模を嵩上げし、この地
に設定する。		うに設定する。
(省略)		(変更なし)
c) 応答スペク	パトルに基づく手法による地震動評価	c) 応答スペクトルに基づく手法による地震動評
応答スペク	7トルに基づく手法による地震動評価は、Noda et al. (2002) に基づき	応答スペクトルに基づく手法による地震動評
行う。なお、	補正係数の設定に必要な断層近傍の地震が敷地で観測されていないこと	行う。なお、補正係数の設定に必要な断層近傍
から補正係数	数を1倍と設定し、Noda et al. (2002) による内陸地殻内地震に対する補	から補正係数を1倍と設定し、Noda et al. (20
正については	は考慮しない。また、敷地に対して震源が近いことから、日本電気協会	正については考慮しない。また、敷地に対して
(2016) (28)	を参考に震源近傍における破壊伝播効果(NFRD効果)を考慮する。加え	(2016) (30) を参考に震源近傍における破壊伝播
て、Noda et	al. (2002) の適用範囲を踏まえ、第5.6.11表に示すNoda et a <u>7</u> .	て、Noda et al. (2002) の適用範囲を踏まえ、
(2002) 以夕	トの距離減衰式も用いて評価する。	(2002)以外の距離減衰式も用いて評価する。
(省略)	_	
(2) ブレート間地		(2) フレート間地震
a. 2011 年東北北	地力太平洋冲型地震	a. 2011 年東北地方太平洋冲型地震
a) 基本震源 7		a) 基本震源モアルの設定
2011年東コ	「地方太平津理想鳥の本鳥については、諸井はか(2013) 堂により陳鳶	2011年東北地方太平洋冲地震の本震について

という。)及び地質調査結果に基づき設

南部区間に一つずつ設定し、それぞれの 置する。具体的には、断層長さ方向の配 の知見等を踏まえるとアスペリティの まじない領域が隣接することは考えにく 最小の幅を有する背景領域を設定する。 こ追随する表層領域(地表から断層上端 ことから、その境界位置となる断層上端

⁽²⁷⁾により正断層の地震である2011年
 (2001)⁽²⁸⁾の関係式とほぼ同等であ
 地震の知見を踏まえ、強震動予測レシピ

ては、敷地により近いF3断層の地表面ト 含・三宅(2001)⁽²⁹⁾による内陸地殻内 也震モーメントM₆が7.5×10¹⁸N<u>・</u>mとなる 也震の規模に相当する断層面積となるよ

平価

評価は、Noda et al. (2002) に基づき 旁の地震が敷地で観測されていないこと 2002) による内陸地殻内地震に対する補 て震源が近いことから、日本電気協会 播効果(NFRD効果)を考慮する。加え 、第5.6.11表に示すNoda et a<u>l</u>.

ては、諸井ほか(2013)⁽³¹⁾により強震

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
動予測レシピの適用性が確認されている。よって、2011年東北地方太平洋沖型地震の	動予測レシピの適用性が確認されている。よって
基本震源モデルは、強震動予測レシピに基づき設定する。	基本震源モデルは、強震動予測レシピに基づき記
震源位置については、長谷川ほか(2013) ³⁰ に基づけば、陸のプレートと太平洋	震源位置については、長谷川ほか(2013) ⁽³²⁾
プレートの境界で発生する地震の破壊が、Uchida et al. (2010) ⁽³¹⁾ のフィリピン海	プレートの境界で発生する地震の破壊が、Uchid
プレートの北東端以南へ伝播する可能性は低いと考えられることから、三陸沖中部か	プレートの北東端以南へ伝播する可能性は低いと
ら茨城県沖にかけての長さ500kmの断層を設定する。	ら茨城県沖にかけての長さ500kmの断層を設定す
SMGA位置については、入倉(2012) ⁽³²⁾ によると過去のM8以下の地震の震源域に対	SMGA位置については、入倉(2012) ⁽³⁴⁾ による
応し、地震調査研究推進本部の領域区分に関連付けられるとされていることを踏ま	応し、地震調査研究推進本部の領域区分に関連係
え、地震調査研究推進本部の領域区分に対応するよう5個のSMGAを設定する。なお、	え、地震調査研究推進本部の領域区分に対応する
茨城県沖のSMGA位置については、1896年鹿島灘の地震等、過去に規模が大きい地震が	茨城県沖のSMGA位置については、1896年鹿島灘の
発生している領域であり、2011年東北地方太平洋沖地震の本震の敷地での観測記録を	発生している領域であり、2011年東北地方太平洋
再現できる位置に設定する。	再現できる位置に設定する。
(省略)	(変更なし)
b) 不確かさを考慮するパラメータの選定	b) 不確かさを考慮するパラメータの選定
(省略)	(変更なし)
短周期レベルの不確かさについては、基本震源モデルにおいて茨城県沖で発生する	短周期レベルの不確かさについては、基本震測
地震に対しては保守的な設定になっているものの、宮城県沖で発生する短周期レベル	地震に対しては保守的な設定になっているものの
が大きい地震と同程度になるように考慮することとし、佐藤(2010) 33 や片岡ほか	が大きい地震と同程度になるように考慮すること
(2006) ⁽³⁴⁾ 等におけるプレート間地震の短周期レベルと地震モーメントの関係を参	(2006) ⁽³⁶⁾ 等におけるプレート間地震の短周期
考に、不確かさとして基本震源モデルで設定した値の1.5倍を考慮する。	考に、不確かさとして基本震源モデルで設定した
(省略)	(変更なし)
(3) 海洋プレート内地震	(3) 海洋プレート内地震
a. 茨城県南部の地震	a. 茨城県南部の地震
(省略)	(変更なし)
b) 不確かさを考慮するパラメータの選定	b) 不確かさを考慮するパラメータの選定
	(変更なし)
アスペリティの応力降下量については、笹谷ほか(2006) ⁽³⁵⁾ のスケーリング則に	アスペリティの応力隆下量については、笹谷に
基づきパラメータ設定したケースを考慮する。	基づきパラメータ設定したケースを考慮する。
(省略)	(変更なし)
5.6.2 震源を特定せず策定する地震動	5.6.2 震源を特定せず策定する地震動
(省略)	(変更なし)
5.6.2.1 評価方針	5.6.2.1 評価方針
(省略)	(変更なし)
5.6.2.2 既往の知見	
加藤ほか(2004) (36)は、内陸地殻内地震を対象として、詳細な地質学的調査によって	
も震源位置と地震規模を予め特定できない地震(以下「震源を事前に特定できない地	
震」という。)による震源近傍の硬質地盤上における強震記録を用いて、震源を事前に特	
定できない地震による水平成分の地震動の上限スペクトルを提案している。この加藤ほ	

って、2011年東北地方太平洋沖型地震の き設定する。

³²⁾に基づけば、陸のプレートと太平洋 ida et al. (2010)⁽³³⁾のフィリピン海 いと考えられることから、三陸沖中部か する。

ると過去のM8以下の地震の震源域に対 車付けられるとされていることを踏ま するよう5個のSMGAを設定する。なお、 罐の地震等、過去に規模が大きい地震が 平洋沖地震の本震の敷地での観測記録を

裏源モデルにおいて茨城県沖で発生する
のの、宮城県沖で発生する短周期レベル
こととし、佐藤(2010)⁽³⁵⁾や片岡ほか
期レベルと地震モーメントの関係を参
した値の1.5倍を考慮する。

谷ほか(2006)⁽³⁷⁾のスケーリング則に

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
か(2004)による「震源を事前に特定できない地震」は、「震源を特定せず策定する地震	
<u>動」と同等の考え方に基づく知見と考えられる。</u>	
以上を踏まえ、加藤ほか(2004)による水平成分の応答スペクトルに対し、Noda et	
al. (2002)の方法を用いて敷地の地盤物性を考慮した水平成分及び鉛直成分の応答スペ	
クトルを「震源を特定せず策定する地震動」として考慮する。	
加藤ほか(2004)に基づき設定した応答スペクトルを第5.6.28図(1)及び第5.6.28図	
(2)に示す。	
5.6.2. <u>3</u> 検討対象地震の選定と震源近傍の観測記録の収集	5.6.2.2 検討対象地震の選定と震源近傍の観測記録の収
(省略)	(変更なし)
<u>5.6.2.3.1</u> 全国共通に考慮すべき地震動	<u>(1)</u> 全国共通に考慮すべき地震動
震源近傍における観測記録を基に得られた「2004 年北海道留萌支庁南部の地震にお	震源近傍における観測記録を基に得られた「
いて、防災科学技術研究所が運用する全国強震観測網の港町観測点における観測記録」	いて、防災科学技術研究所が運用する全国強震
及び「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	及び「試験研究の用に供する原子炉等の位置、株
における標準応答スペクトル」を対象とする。標準応答スペクトルを第5.6.29 図、そ	における標準応答スペクトル」を対象とする。
のコントロールポイントを第5.6.19表に示す。	のコントロールポイントを第5.6.19表に示す。
2004 年北海道留萌支庁南部地震の記録については、佐藤ほか(2013) ⁽³²⁾ により K-NET	2004 年北海道留萌支庁南部地震の記録につい
法町観測点において詳細な地般調査及び基盤地震動の推定が行われ、信頼性の高い基盤	法町観測点において詳細た地般調査及び基盤地
地震動が得られていることから、これらを参考に K -NFT 港町観測占の地般構造モデルの	地震動が得られていることから これらを参考
不確かなを考慮した其般地震動を評価する	不確かさを考慮した其般地震動を評価する
	(2) 地域性を考慮する地震動
<u>3.0.2.3.2</u> 地域住在有應外分地展到 (2 歌)	(な 面 か)
	(友文/30)
5.6.2. <u>4</u> 震源を特定せず策定する地震動の設定	5.6.2.3 震源を特定せず策定する地震動の設定
震源を特定せず策定する地震動として、「5.6.2.2 既往の知見」で示した加藤ほか	震源を特定せず策定する地震動として、「5.6.2
(2004)に基づき設定した応答スペクトル、「5.6.2.3.1 全国共通に考慮すべき地震	で評価した2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤
動」で評価した2004年北海道留萌支庁南部地震の基盤地震動及び標準応答スペクトルを	する。
考慮する。	
	(1) 2004 年北海道留萌支庁南部地震(K-NET 港町)
2004年北海道留萌支庁南部地震については、K-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面相	2004年北海道留萌支庁南部地震については、K-
当位置の地盤物性の相違(S波速度でK-NET港町観測点938m/sに対し、敷地は第5.5.3表に	当位置の地盤物性の相違(S波速度でK-NET港町観
示す地盤構造モデル(深部)において1,010m/s)による影響等を考慮して評価した地震	示す地盤構造モデル(深部)において1,010m/s)
動の応答スペクトルを考慮する。ここで、解放基盤表面相当位置の地盤物性の相違によ	動の応答スペクトルを考慮する。ここで、解放基
る影響等を考慮する際には、K-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面の地盤物性値を比較	る影響等を考慮する際には、K-NET港町観測点と勇
し、おおむね同等の地盤であることから、K-NET港町観測点の地盤構造モデルの不確かさ	し、おおむね同等の地盤であることから、K-NET港
を考慮した基盤地震動に、保守性を考慮する。	を考慮した基盤地震動に、保守性を考慮する。
	(2) 標準応答スペクトルを考慮した地震動
標準応答スペクトルについては、S波速度2,200m/s以上の地震基盤相当面で設定されて	標準応答スペクトルについては、S波速度2,200
おり、敷地においてS波速度2,200m/s以上の層が確認されるG.L1.293kmに設定する。	おり、敷地においてS波速度2,200m/s以上の層が確
	<u>3,052m/s)</u> に設定する。

a. 地震基盤相当面における模擬地震動

集

「2004 年北海道留萌支庁南部の地震にお 観測網の港町観測点における観測記録」 構造及び設備の基準に関する規則の解釈 標準応答スペクトルを第 5.6.28 図、そ

いては、佐藤ほか(2013)⁽³⁸⁾により K-NET 加震動の推定が行われ、信頼性の高い基盤 に K-NET 港町観測点の地盤構造モデルの

に保守性を考慮した地震動

-NET港町観測点と敷地の解放基盤表面相 剤測点938m/sに対し、敷地は第5.5.3表に による影響等を考慮して評価した地震 整整表面相当位置の地盤物性の相違によ 敷地の解放基盤表面の地盤物性値を比較 港町観測点の地盤構造モデルの不確かさ

)m/s以上の地震基盤相当面で設定されて 確認されるG.L.-1.293km<u>(S波速度</u>

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
標準応答スペクトルに適合する模擬地震波は、乱数の位相を持つ正弦波の重ね合わせ	標準応答スペクトルに適合する模擬地震動は、
によ <u>って</u> 作成する <u>ものとし、</u> 振幅包絡線の経時的変化 <u>については、</u> Noda et al.	位相を持つ正弦波の重ね合わせにより作成する <u>方</u> 注
(2002) ⁽¹⁴⁾ の方法に基づき、第5.6.22表に示す形状とする。標準応答スペクトルに適合	敷地の地震観測記録から得られる位相を用いて作り
する模擬地震波の作成結果を第5.6.23表、時刻歴波形を第5.6.30図、標準応答スペクト	討」)により作成する。
ルに対する模擬地震波の応答スペクトル比を第5.6.31図に示す。作成した模擬地震波を	乱数位相による検討では、振幅包絡線の経時的
用いて一次元波動論による地盤応答解析を行い、解放基盤表面における応答スペクトル	に基づき、第5.6.22表に示す形状 <u>を用いる</u> 。
<u>を</u> 算定する。	実位相による検討では、敷地で観測された内陸
	の観測記録の位相特性を用いる。実位相による検討
	図に示す。
	標準応答スペクトルに適合する模擬地震動の作用
	5.6.30図(1)及び第5.6.30図(2)、標準応答スペク
	b. 解放基盤表面における地震動
	解放基盤表面の地震動は、地震基盤相当面にお
	造モデルによる地盤応答解析を行い算定する。
	算定した地震動の応答スペクトルを第5.6.32図
	第5.6.33図(1)及び第5.6.33図(2)に示す。
	応答スペクトルについては乱数位相による検討
	程度であり、位相の違いによる特異な地盤の応答t
	については乱数位相による検討結果の方が水平成分
	複し、かつ強震動部の継続時間が長く、地盤あるい
	ー 価や非線形解析において安全側の評価になると考:
	ルを考慮した地震動として乱数位相による検討結果
	(3) 震源を特定せず策定する地震動の応答スペクトル
以上を踏まえた、「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを第5.6. <u>32</u> 図	以上を踏まえ <u>算定し</u> た「震源を特定せず策定す
 (1)及び第5.6.<u>32</u>図(2)に示す。 	5.6. <u>34</u> 図(1)及び第5.6. <u>34</u> 図(2)に示す。
5.6.3 基準地震動 Ss の策定	5.6.3 基準地震動 Ss の策定
(省略)	(変更なし)
5.6.3.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動 Ss	5.6.3.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基-
(1) 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動 Ss	(1) 応答スペクトルに基づく手法による基準地震動
(省略)	(変更なし)
各検討用地震の応答スペクトルに基づく手法による地震動評価結果と基準地震動Ss-D	各検討用地震の応答スペクトルに基づく手法に。
の設計用応答スペクトルを比較したものを第5.6. <u>33</u> 図(1)及び第5.6. <u>33</u> 図(2)に示す。ま	の設計用応答スペクトルを比較したものを第5.6.3
た、基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルのコントロールポイントの値を第5.6.24表	た、基準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトルのコン
に示す。	に示す。
(2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss	(2) 断層モデルを用いた手法による基準地震動 Ss
(省略)	(変更なし)
各検討用地震の断層モデルを用いた手法による地震動評価結果と基準地震動Ss-Dの設	各検討用地震の断層モデルを用いた手法による
計用応答スペクトルを比較したものを第5.6. <u>34</u> 図(1)から第5.6. <u>34</u> 図(3)に示す。第	計用応答スペクトルを比較したものを第5.6. <u>36</u> 図

<u>複数の方法を用いることとし、</u>乱数の 法(以下「乱数位相による検討」)及び 成する方法(以下「実位相による検

変化<u>として</u>Noda et al. (2002)の方法

地殻内地震のうち敷地に最も近い地震 討で用いた地震の震央位置を第5.6.29

成結果を第5.6.23表、時刻歴波形を第 トルに対する模擬地震<u>動</u>の応答スペク 。

<u>ける</u>模擬地震動を用い、深部の地盤構

(1)及び第5.6.32図(2)、時刻歴波形を

結果と実位相による検討結果は概ね同 増幅は見られない。一方、時刻歴波形 分と鉛直成分とで強震動部の時間が重 いは建物等の水平及び鉛直の組合せ評 えられることから、標準応答スペクト 果を選定する。

IV

る地震動」の応答スペクトルを第

づく基準地震動 Ss

Ss

よる地震動評価結果と基準地震動Ss-D <u>35</u>図(1)及び第5.6.<u>35</u>図(2)に示す。ま ントロールポイントの値を第5.6.24表

地震動評価結果と基準地震動Ss-Dの設 (1)から第5.6.<u>36</u>図(3)に示す。第

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5.6. <u>34</u> 図(1)から第5.6. <u>34</u> 図(3)より、包絡関係を考慮して選定し	た基準地震動Ss-1~基 5.6. <u>36</u> 図(1)から第5.6. <u>36</u> 図(3)より、包絡関係を考
準地震動Ss-5の応答スペクトルを第5.6. <u>35</u> 図(1)から第5.6. <u>35</u> 図	(3)に示す。 準地震動Ss-5の応答スペクトルを第5.6.37図(1)から
5.6.3.2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動 Ss	5.6.3.2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震
震源を特定せず策定する地震動による基準地震動Ssは、「5.6.2	2.4 震源を特定せず策 震源を特定せず策定する地震動による基準地震動
定する地震動の設定」における震源を特定せず策定する地震動の	D評価結果と、「5.6.3.1 定する地震動の設定」における震源を特定せず策定
敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく基準地震動S	s」に示す基準地震動Ss 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づく
を比較し、包絡関係を考慮して選定する。	を比較し、包絡関係を考慮して選定する。
震源を特定せず策定する地震動の評価結果と基準地震動Ss-Dの	D設計用応答スペクトル 震源を特定せず策定する地震動の評価結果と基準
を比較したものを第5.6. <u>36</u> 図(1)及び第5.6. <u>36</u> 図(2)に示す。第5	. 6. <u>36</u> 図(1)及び第5. 6. <u>36</u> を比較したものを第5. 6. <u>38</u> 図(1)及び第5. 6. <u>38</u> 図(2)
図(2)より、震源を特定せず策定する地震動の評価結果と前節で	示した基準地震動Ss-Dの 図(2)より、包絡関係を考慮して <u>標準応答スペクトル</u>
<u>設計用応答スペクトルを比較し、</u> 包絡関係を考慮して基準地震動	かSs-6として選定する。 として選定する。
5.6.3.3 基準地震動 Ss の応答スペクトル	5.6.3.3 基準地震動 Ss の応答スペクトル
「5.6.3.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地震動に基づ	く基準地震動Ss」及び 「5.6.3.1 敷地ごとに震源を特定して策定する地
「5.6.3.2 震源を特定せず策定する地震動に基づく基準地震動	Ss」を踏まえて策定した 「5.6.3.2 震源を特定せず策定する地震動に基づく
基準地震動Ssの応答スペクトルを第5.6. <u>37</u> 図(1)から第5.6. <u>37</u> 図	(3)に示す。 基準地震動Ssの応答スペクトルを第5.6.39図(1)から
5.6.3.4 基準地震動 Ss の時刻歴波形	5.6.3.4 基準地震動 Ss の時刻歴波形
(省略)	(変更なし)
基準地震動Ss-Dの模擬地震波の作成結果を第5.6.26表に、基準	^進 地震動Ss-Dの設計用応 基準地震動Ss-Dの模擬地震波の作成結果を第5.6.2
答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトルの比を第5.6	.38図に示す。 答スペクトルに対する模擬地震波の応答スペクトル
以上より、策定した基準地震動Ss-Dの時刻歴波形を第5.6. <u>39</u> 図	国に、断層モデルを用い 以上より、策定した基準地震動Ss-Dの時刻歴波形
た手法による基準地震動Ss-1~基準地震動Ss-5の時刻歴波形を第	55.6.40図(1)から第 た手法による基準地震動Ss-1~基準地震動Ss-5の時刻
5.6. <u>40</u> 図(5)に、震源を特定せず策定する地震動に <u>よる</u> 基準地震	動Ss-6の時刻歴波形を第 5.6.42図(5)に、震源を特定せず策定する地震動に
5.6. <u>40</u> 図 <u>(6)</u> に示す。また、基準地震動Ssの最大加速度値を第5.(6.27表に示す。 第5.6. <u>43</u> 図に示す。また、基準地震動Ssの最大加速
5.7 基準地震動 Ss の超過確率の参照	5.7 基準地震動 Ss の超過確率の参照
日本原子力学会(2015) ³⁸⁾ を参考に、敷地における地震動の一様ハザー	ドスペクトルを評価する。 日本原子力学会(2015) ⁽³⁹⁾ を参考に、敷地における地震動の
震源モデルについては、特定震源モデル及び領域震源モデルを設定し、	それぞれ調査結果等に基 震源モデルについては、特定震源モデル及び領域震源モデ
づき設定した震源モデル(以下「調査モデル」という。)及び地震調査研究	ר 推進本部(2012b) ⁽³⁹⁾ の づき設定した震源モデル(以下「調査モデル」という。)及び
知見を参考に設定した震源モデル(以下「推本参考モデル」という。)を考	き慮する。また、地震動伝 知見を参考に設定した震源モデル(以下「推本参考モデル」
播モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖型地震については断層モ	デルを用いた手法による 播モデルについては、2011 年東北地方太平洋沖型地震につい
地震動評価を、それ以外の震源については Noda et al. (2002)の方法を	用いた地震動評価を行う。 地震動評価を、それ以外の震源については Noda et al. (2002
作成したロジックツリーを第5.7.1 図に、これらの設定に基づき評価した	敷地における地震動の一作成したロジックツリーを第5.7.1 図に、これらの設定に基づくない。
様ハサードスペクトルと基準地震動 Ss との比較を第5.7.2 図(1) 及び第5	5.7.2 図(2)に示す。 様ハサードスペクトルと基準地震動 Ss との比較を第5.7.2 図
(省略)	(変更なし)
5.8 参考文献	5.8 参考文献
(省略)	(変更なし)
	(10) 立张壮华纵入河龙武,立纵河,石英国为上东兴出不旺中于

考慮して選定した基準地震動Ss-1~基 いら第5.6.<u>37</u>図(3)に示す。

震動 Ss

動Ssは、「5.6.2.<u>3</u> 震源を特定せず策 定する地震動の評価結果と、「5.6.3.1 く基準地震動Ss」に示す基準地震動Ss

準地震動Ss-Dの設計用応答スペクトル (2)に示す。第5.6.<u>38</u>図(1)及び第5.6.<u>38</u> トルを考慮した地震動を基準地震動Ss-6

5地震動に基づく基準地震動Ss」及び づく基準地震動Ss」を踏まえて策定した いら第5.6.<u>39</u>図(3)に示す。

6.26表に、基準地震動Ss-Dの設計用応 ルの比を第5.6.<u>40</u>図に示す。 形を第5.6.<u>41</u>図に、断層モデルを用い 時刻歴波形を第5.6.<u>42</u>図(1)から第 こ<u>基づく</u>基準地震動Ss-6の時刻歴波形を 速度値を第5.6.27表に示す。

1の一様ハザードスペクトルを評価する。 デルを設定し、それぞれ調査結果等に基 び地震調査研究推進本部(2012b)⁽⁴⁰⁾の 」という。)を考慮する。また、地震動伝 ついては断層モデルを用いた手法による 002)の方法を用いた地震動評価を行う。 基づき評価した敷地における地震動の一 2図(1)及び第5.7.2図(2)に示す。

(10) 産業技術総合研究所. 産総研:千葉県の太平洋岸で歴史記録にない津波の痕跡を発見. 産業技

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
			術総合研究所. 2021, 2021-09-03.
			https://www.aist.go.jp/aist_j/press_release/pr2021/pr20210903/pr20210903.html
		(11)	Jessica E. Pilarczyk, Yuki Sawai, Yuichi Namegaya, Toru Tamura, Koichiro Tanigawa,
			Dan Matsumoto, Tetsuya Shinozaki, Osamu Fujiwara, Masanobu Shishikura, Yumi Shimada,
			Tina Dura, Benjamin P. Horton, Andrew C. Parnell, Christopher H. Vane. A further
			source of Tokyo earthquakes and Pacific Ocean tsunamis. Nat. Geosci. 14, 2021,
			pp.796-800. https://doi.org/10.1038/s41561-021-00812-2
(10)	東京大学地震研究所・防災科学技術研究所・京都大学防災研究所. 文部科学省委託研究 首	(12)	東京大学地震研究所・防災科学技術研究所・京都大学防災研究所. 文部科学省委託研究 首都
	都直下地震防災・減災特別プロジェクト 総括成果報告書. 2012-3.		直下地震防災・減災特別プロジェクト 総括成果報告書. 2012-3.
(11)	中央防災会議. 中央防災会議「首都直下地震対策専門調査会」(第 12 回)地震ワーキンググ	(13)	中央防災会議. 中央防災会議「首都直下地震対策専門調査会」(第 12 回)地震ワーキンググル
	ループ報告書. 2004-11-17.		ープ報告書. 2004-11-17.
(12)	地震調査研究推進本部. 全国地震動予測地図. 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2009-	(14)	地震調査研究推進本部. 全国地震動予測地図. 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2009-
	07-21.		07-21.
(13)	地質調査総合センター編. 日本重力データベース DVD 版. 産業技術総合研究所地質調査総合	(15)	地質調査総合センター編. 日本重力データベース DVD 版. 産業技術総合研究所地質調査総合セ
	センター. 2013.		ンター. 2013.
(14)	Shizuo Noda, Kazuhiko Yashiro, Katsuva Takahashi, Masavuki Takemura, Susumu Ohno,	(16)	Shizuo Noda, Kazuhiko Yashiro, Katsuva Takahashi, Masavuki Takemura, Susumu Ohno,
	Masanobu Tohdo, Takahide Watanabe, RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF		Masanobu Tohdo, Takahide Watanabe, RESPONSE SPECTRA FOR DESIGN PURPOSE OF STIFF
	STRUCTURES ON ROCK SITES. OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological		STRUCTURES ON ROCK SITES. OECD-NEA Workshop on the Relations between Seismological
	Data and Seismic Engineering Analysis, Istanbul, 16-18 October, 2002.		Data and Seismic Engineering Analysis, Istanbul, 16-18 October, 2002.
(15)	原子力安全基盤機構 平成 15 年度 地震記録データベース SANDEL のデータ整備と地震発生	(17)	原子力安全基盤機構。平成 15 年度 地震記録データベース SANDEL のデータ整備と地震発生上
(10)	ト下限層深さの評価に関する報告書(INFS/SAF04-017) 2004-8	(11)	下限層深さの評価に関する報告書(INFS/SAF04-017) 2004-8
(16)	審 漸一 聖 伊藤 渡 広 毎 反 射 法 お 上 び に 新 に い た の が い に い た の が い に い た の が い に い た の が い に い た の が い に い た の が い に い た の が い れ に い た の が い れ に い た の が の が れ に い た の が い れ に い れ の が の が の れ に い れ の が の れ の が の れ の れ の か の れ の れ の れ の れ の れ の れ の れ	(18)	唐瀬一聖 伊藤潔 広角反射法お上び屈折法解析に上ろ近幾地方の地殻構造の推定 京都大学
(10)	受防災研究所在期 No 40B 2006 np 307-391	(10)	廣旗 主, Frage, 四月及れ込むこの面和四府住宅を受し載起力の地段時度の定定, 不能大手 防災研究所在朝 No 49B 2006 nn 307-321
(17)	- デジス研究がデーサーマンであり、2000、pp.307-321.	(10)	三浦誠一 小亚本一 仲西理子 雄折郎 三棒成宇 全田差行 エアガンー海底地震計データ
(11)	タにとろ日本海港・垣阜油前部協の地震波速度構造 IAMSTEC 深海研究 no. 16 2000	(<u>15</u>)	□ 1 m m , 1 + 7 , 1 + 1 , 高日時, 同間次天, 亚田義日. □ / 2 → 1 4 区地展日 / 2
	2000, pp 87-100		
(18)	pp. 67 100. 書柳井亚 トロキー 9011 年東北地古十亚洋油地電に上る阿計四南部の正断層刑誘惑地電	(20)	100. 書柳井亚 トロキー 2011 年東北地古十亚洋油地電に上る阿井隈南部の正断層刑誘惑地震の
(10)	目柳宗干, 工田主 · 2011 平米北地方太干往伊地震による阿氏阪田市の正断層生砖光地震 の防衛二筋時全雪細測に其べく雪頂公本と演座構造二 雪力巾巾研究所起生 N11048 2012	(20)	目柳宗干, 上田主 · 2011 千米北地方太干往往地震による阿氏松田市の正朝僧主協先地長の
(10)	の特徴 臨時示展戰側に至りて展訴力事と述及構造 . 电力中大朝元所報日 N11040. 2012. ち自切 照口利之 庁共協助委員会する電源パラメータの統計的特徴 _ 電源インバージ	(21)	市街 岡町示晨既側に至うて晨原力伸と述及構造 ・ 电力中天明九月報日 №1040. 2012. ち自切 時口利之 庁世城地電動を相定する電源パラメータの統計的時州 二電源インバージョ
(19)	之民中,封口村丁. 四市域地展動を尻足りる展际パノア クロル市内村庄 展际インパーン	(21)	と民中,封口村丁. 四市域地展期を尻足りる展际パファークの紀日町村庄 展际インパーフョ ン解析に其べく検討- 雪力巾巾研究所報告 N11054 9019
(20)	ヨン脾例に困りて便削一, 电刀中大例九別報口 111034, 2012. 引明和人 9011 年 4 日 11 日短息周近通りの地震(11:7-0)の電源温和 陸震波取り西流字震	(22)	ン 胖们に 左 フ \ 使的 电刀中 大 切 九 月 報 ロ N 11034. 2012. 引問 和 人 2011 年 4 日 11 日 垣 自 周 浜 通 ね の 地 雪 (11:7-0) の 雪 酒 温 知 一 強 雪 波 巫 し 軍 池 字 雪
(20)	71间和八,2011 平 4 月 11 日福岡衆供通りの地展(MJ7.0)の長原週桂一 独長仮形と特伏足展 酒にたる9 故の戦闘西の歴史 - 地震第 9 起	(<u>22</u>)	71间和八,2011 午 4 月 11 日福岡衆供通りの地展(MJ1.0)の展係週程一強展仮形と円伏足展 酒にたる9 枚の紙屋西の地字 地震第9 最 vol 64 2019 mm 242 256
(91)	旅による2枚の例層面の推定一、地展第2軒, Vol. 04, 2012, pp. 243-230. With Tanaha Kiminghi Arma Tanataka Insta Hisshika Kuka Sauna amatum ana ang	(22)	線による2枚の例眉面の推定一. 地展第2輯. Vol. 04, 2012, pp. 243-230.
(21)	Mino Tanaka, Kimiyuki Asano, Tomotaka Twata, Hisaniko Kubo. Source rupture process	(<u>23</u>)	Mino Tanaka, Kimiyuki Asano, Tomotaka Twata, Hisaniko Kubo. Source rupture process
	of the 2011 Fukushima-ken namadori earthquake. Now did the two subparallel faults		of the 2011 Fukushima-ken namadori earthquake. Now did the two subparallel faults
(00)	rupture?, Earth, Planets and Space 2014, 66.101, 2014.	(24)	rupture?, Earth, Planets and Space 2014, 66-101, 2014.
(22)	Altaro Kato, Iosniniro Igarasni, Kazusnige Obara, Sninichi Sakai, letsuya lakeda,	$(\underline{24})$	Altaro Kato, Ioshiniro Igarashi, Kazushige Obara, Shinichi Sakai, Tetsuya Takeda,
	Atsushi Saiga, Takashi Tidaka, Takaya Twasaki, Naoshi Hirata, Kazuhiko Goto, Hiroki		Atsushi Saiga, lakashi lidaka, lakaya lwasaki, Naoshi Hirata, Kazuhiko Goto, Hiroki
	Miyamachi, Takeshi Matsushima, Atsuki Kubo, Hiroshi Katao, Yoshiko Yamanaka, Toshiko		miyamachi, Takeshi Matsushima, Atsuki Kubo, Hiroshi Katao, Yoshiko Yamanaka, Toshiko
	Ierakawa, Haruhisa Nakamichi, Takashi Ukuda, Shinichiro Horikawa, Noriko Tsumura,		Ierakawa, Haruhisa Nakamichi, Takashi Ukuda, Shinichiro Horikawa, Noriko Tsumura,
	Norihito Umino, Iomomi Ukada, Masahiro Kosuga, Hiroaki Takahashi, Takuji Yamada.		Norihito Umino, Iomomi Ukada, Masahiro Kosuga, Hiroaki Takahashi, Takuji Yamada.
	Imaging the source regions of normal faulting sequences induced by the 2011 M9.0		Imaging the source regions of normal faulting sequences induced by the 2011 M9.0

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
	Tohoku-Oki earthquake, GEOPHYSICAL RESEARCH LETTERS, Vol. 40, 1-6. 2013.		Tohoku-Oki earthquake, GEOPHYSICAL RESEARCH LETTERS, Vol. 40, 1-6. 2013.
(23)	地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」). 地震調査	(<u>25</u>)	地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」). 地震調査研
	研究推進本部地震調査委員会. 2017.		究推進本部地震調査委員会. 2017.
(24)	Isabelle Manighetti, Charles Sammis, Geoffrey Charles Plume King, Michel Campillo.	(<u>26</u>)	Isabelle Manighetti, Charles Sammis, Geoffrey Charles Plume King, Michel Campillo.
	Evidence for self-similar, triangular slip distributions on earthquakes:		Evidence for self-similar, triangular slip distributions on earthquakes:
	Implications for earthquake and fault mechanics, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH,		Implications for earthquake and fault mechanics, JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH,
	Vol. 110, B05302. 2005.		Vol. 110, B05302. 2005.
(25)	佐藤智美, 堤英明. 2011 年福島県浜通り付近の正断層の地震の短周期レベルと伝播経路・	(<u>27</u>)	佐藤智美,堤英明. 2011 年福島県浜通り付近の正断層の地震の短周期レベルと伝播経路・地
	地盤増幅特性. 日本地震工学会論文集. vol.12, no.7, 2012.		盤増幅特性. 日本地震工学会論文集. vol.12, no.7, 2012.
(26)	壇一男,渡辺基史,佐藤俊明,石井透.断層の非一様すべり破壊モデルから算定される短周	(<u>28</u>)	壇一男,渡辺基史,佐藤俊明,石井透.断層の非一様すべり破壊モデルから算定される短周期
	期レベルと半経験的波形合成法による強震動予測のための震源断層のモデル化. 日本建築学		レベルと半経験的波形合成法による強震動予測のための震源断層のモデル化. 日本建築学会構
	会構造系論文集. vol.66, no.545, 2001, pp.51-62.		造系論文集. vol.66, no.545, 2001, pp.51-62.
(27)	入倉孝次郎, 三宅弘恵. シナリオ地震の強震動予測. 地学雑誌. vol.110(6),2001, pp.849-	(<u>29</u>)	入倉孝次郎, 三宅弘恵. シナリオ地震の強震動予測. 地学雑誌. vol.110 (6), 2001, pp.849-
	875.		875.
(28)	日本電気協会. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015. 原子力規格委員会. 2016,	(<u>30</u>)	日本電気協会. 原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-2015. 原子力規格委員会. 2016,
	285p.		285p.
(29)	諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅. 標準的	(<u>31</u>)	諸井孝文, 広谷浄, 石川和也, 水谷浩之, 引間和人, 川里健, 生玉真也, 釜田正毅. 標準的な
	な強震動レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現. 日本地震工学会第 10		強震動レシピに基づく東北地方太平洋沖巨大地震の強震動の再現. 日本地震工学会第 10 回年
	回年次大会梗概集. 2013, pp. 381-382.		次大会梗概集. 2013, pp. 381-382.
(30)	長谷川昭,中島淳一,内田直希,海野徳仁.東京直下に沈み込む2枚のプレートと首都圏下	(<u>32</u>)	長谷川昭,中島淳一,内田直希,海野徳仁.東京直下に沈み込む2枚のプレートと首都圏下の
	の特異な地震活動. 地学雑誌. vol.122, no.3, 2013, pp.398-417.		特異な地震活動. 地学雑誌. vol.122, no.3, 2013, pp.398-417.
(31)	Naoki Uchida, Toru Matsuzawa, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa. Subduction of a	(<u>33</u>)	Naoki Uchida, Toru Matsuzawa, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa. Subduction of a
	wedge – shaped Philippine Sea plate beneath Kanto, central Japan, estimated from		wedge – shaped Philippine Sea plate beneath Kanto, central Japan, estimated from
	converted waves and small repeating earthquakes. JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH.		converted waves and small repeating earthquakes. JOURNAL OF GEOPHYSICAL RESEARCH.
	vol. 115, 2010, B07309.		vol. 115, 2010, B07309.
(32)	入倉孝次郎. 海溝型巨大地震の強震動予測のための震源モデルの構築. 第40回地盤震動シ	(<u>34</u>)	入倉孝次郎.海溝型巨大地震の強震動予測のための震源モデルの構築.第40回地盤震動シン
	ンポジウム. 2012.		ポジウム. 2012.
(33)	佐藤智美. 逆断層と横ずれ断層の違いを考慮した日本の地殻内地震の短周期レベルのスケー	(<u>35</u>)	佐藤智美. 逆断層と横ずれ断層の違いを考慮した日本の地殻内地震の短周期レベルのスケーリ
	リング則. 日本建築学会構造系論文集. vol.75, no.651, 2010, pp.923-932.		ング則. 日本建築学会構造系論文集. vol.75, no.651, 2010, pp.923-932.
(34)	片岡正次郎,佐藤智美,松本俊輔,日下部毅明.短周期レベルをパラメータとした地震動強	(<u>36</u>)	片岡正次郎,佐藤智美,松本俊輔,日下部毅明.短周期レベルをパラメータとした地震動強さ
	さの距離減衰式. 土木工学会論文集A. vol.62, No.4, 2006, pp.740-757.		の距離減衰式. 土木工学会論文集A. vol.62, No.4, 2006, pp.740-757.
(35)	笹谷努, 森川信之, 前田宜浩. スラブ内地震の震源特性. 北海道大学地球物理学研究報告.	(<u>37</u>)	笹谷努, 森川信之, 前田宜浩. スラブ内地震の震源特性. 北海道大学地球物理学研究報告.
	no. 69, 2006–3, pp. 123–134.		no. 69, 2006–3, pp. 123–134.
<u>(36)</u>	加藤研一,宮腰勝義,武村雅之,井上大榮,上田圭一,壇一男.震源を事前に特定できない		
	内陸地殻内地震による地震動レベルー地質学的調査による地震の分類と強震観測記録に基づ		
	<u>く上限レベルの検討 日本地震工学会論文集. vol.4, no.4, 2004, pp.46-86.</u>		
(37)	佐藤浩草, 芝良昭, 東貞成, 功力卓, 前田宜浩, 藤原広行. 物埋採査・室内試験に基づく	(<u>38</u>)	佐藤浩草、芝良昭、東貞成、功力卓、前田宜浩、藤原広行、物埋探査・室内試験に基づく
	2004 午留明文 「		2004 午留明文 「
()	他. 電刀甲央研究所報告. 2013. 日本房子, 1996年, 1997年, 1		他. 電刀甲央研究所報告. 2013. 日本医学人类人、医学人教学学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校学校
(38)	日本原子刀字会. 原子刀発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施	(<u>39</u>)	日本原子刀字会. 原子刀発電所に対する地震を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基
	基準:2015,日本原子力字会標準,2015.		準:2015,日本原子力字会標準,2015.

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(39)	地震調査研究推進本部. 今後の地震動ハザード評価に関する検討~2011 年・2012 年におけ ろ検討結果~ 地電調査研究推進本部地電調査委員会 2012	(<u>40</u>)	地震調査研究推進本部. 今後の地震動ハザード評価に関 検討結果~ 地震調査研究推進本部地震調査委員会 2
(40)	Ludwig, W.J., Nafe, J.E., Drake, C.L. Seismic Refraction in the Sea. Wiley-	(<u>41</u>)	Ludwig, W. J., Nafe, J.E., Drake, C.L. Seismic Ref
	Interscience. vol.4, part.1, 1970, pp.53-84.		Interscience. vol.4, part.1, 1970, pp.53-84.
(41)	Kennett, B.L.N., Engdahl, E.R. Traveltimes for global earthquake location and phase	(<u>42</u>)	Kennett, B.L.N., Engdahl, E.R. Traveltimes for gl
	identification. Geophysical Journal International. vol.105, 1991, pp.429-465.		identification. Geophysical Journal International
(42)	佐藤智美,川瀬博,佐藤俊明. 表層地盤の影響を取り除いた工学的基盤波の統計的スペクト	(<u>43</u>)	佐藤智美,川瀬博,佐藤俊明.表層地盤の影響を取り隊
	ル特性-仙台地域のボアホールで観測された多数の中小地震記録を用いた解析 日本建築		特性-仙台地域のボアホールで観測された多数の中小地
	学会構造系論文集. vol.59, No.462, 1994, pp.79-89.		構造系論文集. vol.59, No.462, 1994, pp.79-89.
(43)	Masayoshi Yoshimura, Seishi Fujii, Kenji Tanaka, Ken Morita. On the relationship	(<u>44</u>)	Masayoshi Yoshimura, Seishi Fujii, Kenji Tanaka,
	between P and S-wave velocities in soft rock. SEG Expanded Abstracts 1, 1982, p. 143.		between P and S-wave velocities in soft rock. SEG
(44)	Yoshihiro Fujii, Mitsuhiro Matsu'ura. Regional Difference in Scaling Laws for Large	(<u>45</u>)	Yoshihiro Fujii, Mitsuhiro Matsu'ura. Regional Di
	Earthquakes and its Tectonic Implication. Pure and Applied Geophysics. vol.157,		Earthquakes and its Tectonic Implication. Pure an
	2000, pp. 2283–2302.		2000, pp. 2283-2302.
(45)	Robert J. Geller. Scaling relations for earthquake source parameters and magnitudes.	(<u>46</u>)	Robert J. Geller. Scaling relations for earthquak
	Bulletin of the Seismological Society of America. vol.66, 1976, pp.1501-1523.		Bulletin of the Seismological Society of America.
(46)	Kanno T., A. Narita, N. Morikawa, H. Fujiwara, Y. Fukushima. A New Attenuation	(<u>47</u>)	Kanno T., A. Narita, N. Morikawa, H. Fujiwara, Y.
	Relation for Strong Ground Motion in Japan Based on Recorded Data. Bulletin of the		Relation for Strong Ground Motion in Japan Based
	Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2006, pp.879-897.		Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2
(47)	Zhao, J. X., J. Zhang, A. Asano, Y. Ohno, T. Oouchi, T. Takahashi, H. Ogawa, K.	(<u>48</u>)	Zhao, J. X., J. Zhang, A. Asano, Y. Ohno, T. Oouc
	Irikura, H. K. Thio, P. G. Somerville, Y. Fukushima. Attenuation Relations of Strong		Irikura, H. K. Thio, P. G. Somerville, Y. Fukushi
	Ground Motion in Japan Using Site Classification Based on Predominant Period.		Ground Motion in Japan Using Site Classification
	Bulletin of the Seismological Society of America. vol.96, no.3, 2006, pp.898-913.		Bulletin of the Seismological Society of America.
(48)	内山泰生, 翠川三郎. 震源深さの影響を考慮した工学的基盤における応答スペクトルの距離	(<u>49</u>)	内山泰生, 翠川三郎. 震源深さの影響を考慮した工学的
	減衰式. 日本建築学会構造系論文集. vo.71, no.606, 2006, pp.81-88.		衰式. 日本建築学会構造系論文集. vo.71, no.606, 20
(49)	Norman A. Abrahamson, Walter J. Silva, Ronnie Kamai. Summary of the ASK14 Ground	(<u>50</u>)	Norman A. Abrahamson, Walter J. Silva, Ronnie Kam
	Motion Relation for Active Crustal Regions. Earthquake Sectra. vol.30, no.3, 2014,		Motion Relation for Active Crustal Regions. Earth
	pp. 1025–1055.		pp. 1025–1055.
(50)	David M. Boore, Jonathan P. Stewart, Emel Seyhan, Gail M. Atkinson. NGA-West2	(<u>51</u>)	David M. Boore, Jonathan P. Stewart, Emel Seyhan,
	Equations for Predicting PGA, PGV, and 5% Damped PSA for Shallow Crustal Earthquakes.		Equations for Predicting PGA, PGV, and 5% Damped
	Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1057-1085.		Earthquakes. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 20
(51)	Kenneth W. Campbell, Yousef Bozorgnia. NGA-West2 Ground Motion Model for the Average	(<u>52</u>)	Kenneth W. Campbell, Yousef Bozorgnia. NGA-West2
	Horizontal Components of PGA, PGV, and 5% Damped Linear Acceleration Response		Horizontal Components of PGA, PGV, and 5% Damped
	Spectra. Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1087-1115.		Spectra. Earthquake Spectra. vol. 30, no. 3, 2014,
(52)	Brian SJ. Chiou, Robert R. Youngs. Update of the Chiou and Youngs NGA Model for	(<u>53</u>)	Brian SJ. Chiou, Robert R. Youngs. Update of th
	the Average Horizontal Component of Peak Ground Motion and Response Spectra.		the Average Horizontal Component of Peak Ground M
	Earthquake Spectra. vol.30, no.3, 2014, pp.1117-1153.		Earthquake Spectra. vol. 30, no. 3, 2014, pp. 1117-1
(53)	I. M. Idriss. An NGA-West2 Empirical Model for Estimating the Horizontal Spectral	(<u>54</u>)	I. M. Idriss. An NGA-West2 Empirical Model for Es
	Values Generated by Shallow Crustal Earthquakes. Earthquake Spectra. vol.30, no.3,		Values Generated by Shallow Crustal Earthquakes.
	2014, pp. 1155–1177.		2014, pp. 1155–1177.
(54)	壇一男,畑奈緒未,武藤尊彦,宮腰淳一,神田順.シナリオ地震の生起確率を考慮した基準	(<u>55</u>)	壇一男,畑奈緒未,武藤尊彦,宮腰淳一,神田順.シナ

関する検討~2011 年・2012 年における 2012. Fraction in the Sea. Wileyobal earthquake location and phase vol. 105, 1991, pp. 429-465. 余いた工学的基盤波の統計的スペクトル 也震記録を用いた解析-. 日本建築学会 Ken Morita. On the relationship Expanded Abstracts 1, 1982, p. 143. fference in Scaling Laws for Large nd Applied Geophysics. vol.157, source parameters and magnitudes. vol. 66, 1976, pp. 1501-1523. Fukushima. A New Attenuation on Recorded Data. Bulletin of the 2006, pp. 879-897. chi, T. Takahashi, H. Ogawa, K. ma. Attenuation Relations of Strong Based on Predominant Period. vol. 96, no. 3, 2006, pp. 898-913. 的基盤における応答スペクトルの距離減 06, pp. 81-88. nai. Summary of the ASK14 Ground quake Sectra. vol. 30, no. 3, 2014, Gail M. Atkinson. NGA-West2 PSA for Shallow Crustal 014, pp. 1057–1085. Ground Motion Model for the Average Linear Acceleration Response pp. 1087-1115. ne Chiou and Youngs NGA Model for lotion and Response Spectra. 153. stimating the Horizontal Spectral Earthquake Spectra. vol.30, no.3,

ナリオ地震の生起確率を考慮した基準地

	変更前 (2021.12.2 付補正)		変更後
	地震動策定に関する研究(その 3)宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリ		震動策定に関する研究(その3)宮城県沖で発生するプレート境界大地震の断層破壊シナリオと
	オとそれに基づく強震動の計算. 日本建築学会大会(近畿)学術講演梗概集. B-1, 構造 I,		それに基づく強震動の計算. 日本建築学会大会(近畿)学術講演梗概集. B-1, 構造 I, 2005,
	2005, pp. 97–98.		pp. 97–98.
(55)	佐藤良輔編. 日本の地震断層パラメータ ハンドブック. 鹿島出版会, 1989.	(<u>56</u>)	佐藤良輔編. 日本の地震断層パラメータ ハンドブック. 鹿島出版会, 1989.
(56)	Thomas C. Hanks, Hiroo Kanamori. A moment magnitude scale. JOURNAL OF GEOPHYSICAL	(<u>57</u>)	Thomas C. Hanks, Hiroo Kanamori. A moment magnitude scale. JOURNAL OF GEOPHYSICAL
	RESEARCH. vol.84, B5, 1979, pp.2348-2350.		RESEARCH. vol. 84, B5, 1979, pp. 2348-2350.
(57)	地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価手法について(中間報告)(説明	(<u>58</u>)	地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価手法について(中間報告)(説明
	文の訂正). 地震調査研究推進本部地震調査委員会.2002.		文の訂正). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2002.
(58)	地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について(平成	(<u>59</u>)	地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版) について(平成
	17 年 12 月 14 日公表). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2005.		17 年 12 月 14 日公表). 地震調査研究推進本部地震調査委員会. 2005.
(59)	佐藤智美. 中小地震の応力降下量の断層タイプ・震源深さ依存性及び地域性に関する研究.	(<u>60</u>)	佐藤智美. 中小地震の応力降下量の断層タイプ・震源深さ依存性及び地域性に関する研究. 土
	土木学会地震工学論文集. vol.27, no.75, 2003.		木学会地震工学論文集. vol. 27, no. 75, 2003.
(60)	田力正好,池田安隆,野原壯.河成段丘の高度分布から推定された,岩手・宮城内陸地震の	(<u>61</u>)	田力正好、池田安隆、野原壯、河成段丘の高度分布から推定された、岩手・宮城内陸地震の震
	震源断層. 地震第2輯. vol.62, no.1, 2009, pp.1-11.	(22)	源断層. 地震第2輯. vol.62, no.1, 2009, pp.1-11.
<u>(61)</u>	防災科学技術研究所.ひずみ集甲帯の重点的調査観測・研究 総括成果報告書.2013-5.	$(\underline{62})$	防災科学技術研究所.ひずみ集中帯の重点的調査観測・研究 総括成果報告書.2013-5.
(62)	岡田篤止. 山陰地万の沽断層の諸特徴. 沽断層研究. vol.22(松田時彦先生古稀記念号),	(<u>63</u>)	岡田篤止. 山陰地万の沽断層の諸特徴. 沽断層研究. vol.22(松田時彦先生古稀記念号),
(69)	2002, pp. $17-32$. 新社会地 山陰地士の OVCC データに認みこれ スパポス 使中世 日子地代表日紀 学園人 2014	(CA)	2002, pp. $17-32$. 新社会社 山陰地士の $0000 = 0$ 方法教法会社 无代表 在世界 日本地球式日到 学家人 0014 年
(63)	四村早也. 山陰地方の GNSS データに認められるいすみ集中帝. 日本地球惑星科字連合 2014 年十五 SS21 06 2014	(<u>64</u>)	四村早也, 田陰地方の GNSS データに認められるいすみ集中常, 日本地球惑星科子連合 2014 年 十合 55521.06 2014
(64)	平人云. SSS31-00. 2014.	(65)	入云. 55531-06. 2014.
(04)	Abrahamson Vashinori Iwasaki Takao Kagawa Nancy Smith Akira Kowada	(00)	Abrahamson Vochinori Iwasaki. Takao Kagawa Naney Smith Akira Kowada
	Characterizing crustal earthquake slip models for the prediction of strong ground		Characterizing crustal earthquake slip models for the prediction of strong ground
	motion Seismological Research Letters vol 70 1999 pp 59-80		motion Seismological Research Letters vol 70 1999 pp 59-80
(65)	当日知孝,浅野公之,強震動予測のためのスラブ内地震の特性化震源モデルの構築,北海道	(66)	岩田知孝、浅野公之、強震動予測のためのスラブ内地震の特性化震源モデルの構築、北海道大
	大学地球物理学研究報告, vol. 73, 2010, pp. 129–135.		学地球物理学研究報告. vol. 73, 2010, pp. 129-135.
	Set Entry 1 William Control Ford, PF. 100 1001		TERRITY WITHER COLLEG FOR PER LOS

第5.2.1 表~第5.4.1 表(省略)

第5.5.1表 敷地地盤で観測された主な地震

٥.	発震日時 地名又は地震名	震央位置 北緯 軍経	マク゛ニ チュート゛ M	震源 深さ (km)	震央 距離 (km)	気象庁震度階級 (茨城県、抜粋)	
1	2011年3月11日14:46 東北地方太平洋沖地震 の本震	38° 06. 21' 142° 51. 66'	9.0**	23.74	290	 6強:日立市助川小学校、日立市十王町友部、高萩市本町、笠間市中央、常陸大宮市北町、那珂市瓜連、小美玉市上玉里、筑西市舟生、鉾田市当間 6弱:水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、水戸市内原町(旧)、日立市役所、常陸太田市高柿町(旧)、富萩市安良川、北茨城市磯原町、笠間市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市南神敷台、ひたちなか市東石川、茨城町小堤、東海村東海(旧)、常陸方宮市中宮町、常陸大宮市町口、常陸大宮市市町、常陸大宮市市町、常陸大宮市市町、常陸大宮市市大部(地東市井野、つくば市天王台、つくば市ガ間、天城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋市宮中、潮来市社、美浦村受領、坂東市山、稲敷市役所、稲敷市結佐、筑西市門井、かすみがうら市上土田、行方市麻生(旧)、行方市山田、行方市玉造、桜川市岩瀬、桜川市昌壁、鉾田市鉾田、行方市玉造、桜川市岩瀬、松川市真壁、鉾田市鉾田、行方市玉造、桜川市岩瀬、太湖市南萨沢、茨城古河市下大野、茨城古河市仁連、石岡市八都、常陸太田市町上小瀬、城里町で蔵、土浦市藤沢、天城広河市下支野、茨城古河市仁連、石岡市八都、結城市結城、龍ケ崎市寺後、下妻市本城町、下妻市鬼怒、取手市寺田、取手市藤代、牛久市中央、つくば市小茎、阿見町町中央、河内町源清田、八千代町菅谷、玉霞町小福田、境町旭町、守谷市大柏、坂東市岩市、坂東市長二、坂東市市本、坂東市大町、「市寺本、町、右市市市、太野市市市、大野市市市大都、松川市羽田、つくばみらい市福田 	
2	2011年3月11日15:15 東北地方太平洋沖地震 <u>余震 震</u>	36° 07.25′ 141° 15.15′	7.6	42.70	65	 1929 · 八級□(□□)□天(甘□)、(○)□□/□) 6強: 鉾田市当間 6弱: 神栖市溝口、鉾田市鉾田 5強: 水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、日立市助川小 学校、笠間市中央、東海村東海(旧)、那珂市瓜連、城 里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、 土浦市常名、土浦市下高津、茨城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋 市宮中、潮来市辻、稲敷市須賀津、稲敷市結佐、筑西市 舟生、神栖市波崎、行方市麻生(旧)、行方市玉造、鉾 田市造谷、つくばみらい市福田 5弱: 水戸市内原町(旧)、日立市役所、高萩市安良川、笠間 市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市東石川、大洗 町磯浜町、常陸大宮市北町、常陸大宮市野口、小美玉市 堅倉、土浦市藤沢、茨城古河市下大野、石岡市柿岡、石 岡市八郷、結城市結城、下妻市本城町、取手市寺田、取 手市井野、牛久市中央、つくば市天王台、つくば市苅 間、つくば市小茎、阿見町中央、河内町源清田、八千代 町菅谷、利根町布川、坂東市山、稲敷市江戸崎甲、稲敷 市柴崎、筑西市下中山、筑面市海老ヶ島、筑西市門井、 かすみがうら市上土田、かすみがうら市大和田、桜川市 岩瀬 桜川市直壁、桜川市羽田 	
3	2011年4月11日17:16 福島県浜通りの地震	$36^{\circ} 56.74'$ $140^{\circ} 40.36'$	7.0	6. 42	77	 石融、该川田長瑩、该川甲羽田 6弱: 鉾田市当間 5强: 日立市助川小学校、高萩市安良川、北茨城市磯原町、小 美玉市上玉里、筑西市舟生、かすみがうら市上土田、鉾 田市鉾田、鉾田市扱上 5弱: 水戸市千波町、水戸市中央、日立市役所、日立市十王町 友部、高萩市本町、笠間市中央、ひたちなか市南神敷 台、ひたちなか市東石川、茨城町小堤、大子町池田、常 陸大宮市北町、常陸大宮市野口、那珂市福田、那珂市瓜 連、城里町石塚(旧)、城里町阿海山(旧)、小美玉市 小川、小美玉市堅倉、土浦市常名、土浦市下高津、土浦 市藤沢、石岡市柿岡、石岡市石岡、石岡市八郷、つくば 市天王台、つくば市苅間、阿見町中央、坂東市馬立、坂 東市山、稲敷市役所、行方市山田、常総市新石下、つく ばみらい市加藤 	

第

o.	発震日時 地名又は地震名	震央位置 北緯 車級	マク゛ニ チュート゛ M	震源 深さ (km)	震央 距離	気象庁震度階級 (茨城県、抜粋)
1	2011年3月11日14:46 東北地方太平洋沖地震 の本震	38° 06. 21' 142° 51. 66'	9.0*	23. 74	290	 6強:日立市助川小学校、日立市十王町友部、高萩市本町、会間市中央、常陸大宮市北町、那珂市瓜連、小美玉市上三里、筑西市舟生、鉾田市当間 6弱:水戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、水戸市内原町(旧)、日立市役所、常陸大田市高柿町(旧)、富萩市安良川、北茨城市磯原町、笠間市石井(旧)、笠間市7郷、ひたちなか市南神敷台、ひたちなか市東石川、茨姆町小堤、東海村東海(旧)、常陸大宮市中宮町、常陸大宮市町口、常陸大宮市山方、那珂市福田、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、小美玉下堅倉、土浦市常名、土浦市下高津、石岡市柿岡、石岡、石岡、取手市井野、つくば市天王台、つくば市方間、ブ城鹿嶋市お形、茨城鹿嶋市宮中、潮来市社、美浦村受領、坂東市山、稲敷市役所、稲敷市結佐、筑西市門井、かすみがうら市上土田、行方市麻生(旧)、行方市山田、行方市玉造、桜川市岩瀬、桜川市真壁、鉾田市鉾田、鉾田市町屋町、常陸太田市町田町、常陸太田市町井、かすみがうら市上土田、行方市麻生(旧)、行方市山田、行方市玉造、桜川市岩瀬、桜川市真壁、鉾田市鉢田、大売町藤浜町、大子町池田、常陸大宮市高部、常町大大野、茨城古河市仁連、石岡市八郷、結城市結城、龍/崎市寺後、下妻市本城町、下妻市鬼怒、取手市寺田、「季市藤代、牛久市中央、つくば市小茎、阿見町中央、河内町源清田、八千代町菅谷、五霞町小福田、境町旭町、守谷市大柏、坂東市岩井、坂東市馬小石田、地東市役所、福田、老ヶ島、かすみがうら市大和田、神栖市溝口、神栖市満足、四本町町
2	2011年3月11日15:15 東北地方太平洋沖地震 <u>の余震</u>	36° 07.25′ 141° 15.15′	7.6	42.70	65	 ○初、公園口前市長者町、村松町和川 6強: 鉾栖市当間 6強: 木戸市金町、水戸市千波町、水戸市中央、日立市助川/ 学校、笠間市中央、東海村東海(旧)、那珂市瓜連、歩 里町石塚(旧)、城里町阿波山(旧)、小美玉市小川、 土浦市常名、土浦市下高津、茨城鹿嶋市鉢形、茨城鹿嶋 市宮中、潮来市辻、稲敷市須賀津、稲敷市結形、茨城鹿嶋 市宮中、潮来市辻、稲敷市須賀津、稲敷市結佐、筑西下 舟生、神栖市波崎、行方市麻生(旧)、行方市玉造、 田市造谷、つくばみらい市福田 5弱: 水戸市内原町(旧)、日立市役所、高萩市安良川、笠間 市石井(旧)、笠間市下郷、ひたちなか市東石川、大洋 町磯浜町、常陸大宮市北町、常陸大宮市野口、小美玉下 堅倉、土浦市藤沢、茨城古河市下大野、石岡市柿岡、7 岡市八郷、結城市結城、下要市本城町、取手市寺田、貝 手市井野、牛久市中央、つくば市天王台、つくば市坊 間、つくば市小茎、阿見町中央、河内町源清田、八千付 町菅谷、利根町布川、坂東市山、稲敷市江戸崎甲、稲敷 市柴崎、筑西市下中山、筑西市海老ヶ島、筑西市門井、 かすみがうら市上土田、かすみがうら市大和田、桜川下 岩瀬、桜川市真壁、桜川市羽田
3	2011年4月11日17:16 福島県浜通りの地震	$36^{\circ} 56.74'$ $140^{\circ} 40.36'$	7.0	6. 42	77	 1.100、協力市2744、協力市2744 1.63、協力市2744、協力市2744 1.63、協力市2745、協力市2744 1.63、1.64、1.64、1.64 1.63、1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64、1.64 1.64、1.64 1.64 1.

第5.5.2表(変更なし)

第5.5.3 表 敷地の地盤構造モデル(深部)

上面		<u>ب خ %1</u>		水平成分		鉛直成分		
G. L.		密度 ^{**1}	S波速度	減衰	定数 ^{※2}	P波速度 ^{**3}	減衰	定数**2
(km)	(1111)	(g/Cm/)	(km/s)	Qs	hs	(km/s)	Qp	hp
0.000	0.173	—	—	-	_	-	-	—
-0.173	0.100	1.98	1.010			2.170		
-0.273	0.350	2.11	1.186	100	0.005	2.590	100	0.005
-0.623	0.670	2.44	2.086			4.100		
-1.293	2.708	2.68	3.052			5.750		
-4.000	11.900	2.70	3.600	11001 60 69	0.004534.6 -0.69	5.960	0.69	
-15.900	14.600	2.80	4.170	110 × 1 ····	0.0045×1	6.810	110 × 1 ····	0.0045×1
-30.500	∞	3.20	4.320			7.640		

 ※1 G.L.-0 273km~G L.-4.000kmはLudwig et al.(1970)⁽⁴⁰⁾、G.L.-4.000km以深はiasp91(Kennett et al.(1991)⁽⁴¹⁾)を踏まえて設定

 ※2 fは周波数(Hz)、G.L.-1.293km以深は佐藤ほか(1994)⁽⁴²⁾を踏まえて設定

 ※3 G.L.-0 273km~G L.-4.000kmはYoshimura et al.(1982)⁽⁴³⁾を踏まえて設定

第5.6.1 表~第5.6.3 表 (省略)

第5.5.3 表 敷地の地盤構造モデル(深部)

上面				水平成分			鉛直成分	
G. L.	層厚 (km)	密度 ^{**1}	S波速度	減衰	定数 ^{※2}	P波速度 ^{※3}	減衰	定数 ^{※2}
(km)	(1111)	(g/cm) (km/s)		Qs	hs	(km/s)	Qp	hp
0.000	0.173	—	-	-	—		-	—
-0.173	0.100	1.98	1.010			2.170		
-0.273	0.350	2.11	1.186	100	0.005	2.590	100	0.005
-0.623	0.670	2.44	2.086			4.100		
-1.293	2.708	2.68	3.052			5.750		
-4.000	11.900	2.70	3.600	110 × 6 0.69	0.004536 6-0.69	5.960	110 × 6 0.69	0 0045 × 6 -0.69
-15.900	14.600	2.80	4.170		0.0045×1	6.810	110 × 1 ····	0.0045×1
-30.500	∞	3.20	4.320			7.640		

※1 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはLudwig *et al.*(1970) (11)、G.L.-4 000km以深はiasp91(Kennett *et al.*(1991) (12))を踏まえて設定 ※2 fは周波数(Hz)、G.L.-1.293km以深は佐藤ほか(1994) (13)を踏まえて設定 ※3 G.L.-0.273km~G.L.-4.000kmはYoshimura et al.(1982) (44) を踏まえて設定

第5.6.1表~第5.6.3表 (変更なし)

第5.6.4表 F1 断層〜北方陸域の断層〜塩ノ平地震断層による地震の断層パラメータ

			シーマング		
項目			辺と旭	古奴	設定方法
断層	上端長さ(km) 下端長さ(km)	王1本 57.7 54.2	21.8 20.1	35.9 34.1	活断層調査結果による位置を基に設
断層	傾斜角(゜)	60(西傾斜)	60(西傾斜)	60(西傾斜)	活断層調査結果に基づき設定
断層 断層	上端深さ(km) 下端深さ(km)	3 18	3 18	3 18	微小地震の発生及び地下構造から記
断層	幅W(km)	17.3	17.3	17.3	地震発生層と断層傾斜角から設定
断層	面積S(km²)	967.9	362.4	605.5	断層面より算定
破壊	伝播様式	同心円状	同心円状	同心円状	-
地震	モーメントMo(N・m)	5.21E+19	1.65E+19	3.56E+19	M₀={S/(424×10 ⁻¹¹)}²/10 ⁷ 全体の地震モーメントを断層面積の1 比で分配
剛性率(N/m²)		3.50E+10	3.50E+10	3.50E+10	μ=ρβ ² ,ρ=2.7g/cm ³ ,β=3.6km/s (βは敷地周辺を対象にした地震波; トモグラフィ,ρは地震調査研究推進 部(2009a)の「全国1次地下構造モデ」 (暫定版)」を参考に設定)
平均	すべり量D(cm)	153.9	130.1	168.1	D=M ₀ /(μS)
平均	応力降下量∆ σ (MPa)	3.1	3.1	3.1	Fujii and Matsu'ura(2000) (44) による
破壊	伝播速度Vr(km/s)	2.59	2.59	2.59	Vr=0.72β(Geller(1976)(45)による)
短周	期レベルA(N•m/s²)(参考)	1.98E+19	-	-	$A=2.46 \times 10^{10} \times (M_0 \times 10^7)^{1/3}$
	面積S _a (km²)	212.9	79.7	133.2	S ₄ =0.22S
7	平均すべり量D _a (cm)	307.7	260.1	336.2	D _a =2D
ŝ	地震モーメントMoa(N・m)	2.29E+19	7.26E+18	1.57E+19	M _{0a} = µ S _a D _a
ティ	応力降下量厶♂』(MPa)	14.09	14.09	14.09	$\triangle \sigma_{a} = \triangle \sigma \times S/S_{a}$
	短周期レベルA(N m/s²)(参考)	1.89E+19	1.16E+19	1.49E+19	A=4πr _a Δσ _a β ²
	面積S _b (km²)	755.0	282.7	472.3	Sb=S-Sa
背景	平均すべり量D _b (cm)	110.5	93.4	120.7	$D_b=M_{0b}/(\mu S_b)$
領域	地震モーメントMob(N・m)	2.92E+19	9.24E+18	1.99E+19	M _{0b} =M ₀ -M _{0e}
	宝効応力人 σ.(MPa)	0.00	0.00	2.02	Δ σ =0.0 Δ σ

断層下端長さ(km) 54.2 20.1 34.1 60(西傾斜) 60(西傾斜) 60(西傾斜 断層傾斜角(゜) 断層上端深さ(km) 3 3 3 断層下端深さ(km) 18 18 18 断層幅W(km) 17.3 17.3 17.3 断層面積S(km²) 605.5 967.9 362.4 破壊伝播様式 同心円状 同心円状 同心円状 地震モーメントM₀(N•m) 5.21E+19 1.65E+19 3.56E+19 剛性率(N/m²) 3.50E+10 3.50E+10 3.50E+10 平均すべり量D(cm) 153.9 130.1 168.1 平均応力降下量Δσ(MPa) 3.1 3.1 3.1 破壊伝播速度Vr(km/s) 2.59 2.59 2.59 _ 短周期レベルA(N・m/s²)(参考) 1.98E+19 _ 面積S_a(km²) 133.2 212.9 79.7
 ア
 平均すべり量D_a(cm)

 地震モーメントM_{0a}(N・m

 た力降下量ム σ_a(MPa
 307.7 260.1 336.2 地震モーメントMoa(N・m) 2.29E+19 7.26E+18 1.57E+19 応力降下量∆♂。(MPa) 14.09 14.09 14.09 短周期レベルA(N•m/s²)(参考) 1.89E+19 1.16E+19 1.49E+19 面積S_h(km²) 755.0 282.7 472.3 背景領域 平均すべり量D_b(cm) 110.5 93.4 120.7 地震モーメントMob(N・m) 1.99E+19 2.92E+19 9.24E+18 実効応力厶♂₀(MPa) 2.82 2.82 2.82

第5.6.5表~第5.6.10表 (省略)

第5.6.5表~第5.6.10表 (変更なし)

第5.6.4表	F1 断層~北方陸域の断層~塩ノ平地震断層による地震の断層パラメータ

全体

57.7

項目

断層上端長さ(km)

(基本震源モデル)

設定値

北部

21.8

南部

35.9

添	6-5	-15
---	-----	-----

	設定方法
	活断層調査結果による位置を基に設定
料)	活断層調査結果に基づき設定
	微小地震の発生及び地下構造から設定
	地震発生層と断層傾斜角から設定
	断層面より算定
π	-
9	M ₀ ={S/(4.24×10 ⁻¹¹)} ² /10 ⁷ 全体の地震モーメントを断層面積の1.5乗 比で分配
0	μ=ρβ ² ,ρ=2.7g/cm ³ ,β=3.6km/s (βは敷地周辺を対象にした地震波速度 トモグラフィ,ρは地震調査研究推進本 部(2009a)の「全国1次地下構造モデル (暫定版)」を参考に設定)
	$D=M_0/(\mu S)$
	Fujii and Matsu'ura(2000) ⁽⁴⁵⁾ による
	Vr=0.72β(Geller(1976) ⁽⁴⁶⁾ による)
	$A{=}2.46\!\times\!10^{10}\!\times(M_{0}\!\times\!10^{7})^{1/3}$
	S_=0.22S
	D _e =2D
9	M _{0s} = µ S _s D _s
	$\Delta \sigma_{a} = \Delta \sigma \times S/S_{a}$
9	A=4 π r _a Δ σ _a β ²
	Sb=S-Sa
	D _b =M _{0b} /(μS _b)
9	M _{0b} =M ₀ -M _{0a}
	△♂▶=02△♂。

第5.6.11表 各距離減衰式の概要

距離減衰式	データベース 対象地域	地震タイプ	主なパラメータ	Mwの範囲	距離の範囲	地盤条件·種別
Kanno <i>et al.</i> (2006) ⁽⁴⁶⁾	ナに同内		Mw、断層最短距離、 震源深さ、Vs30 ^{※1}	5.5~8.2	1~500km	100 <vs30<1400m s<="" td=""></vs30<1400m>
Zhao <i>et al.</i> (2006) ⁽⁴⁷⁾	土に国内	内陸 プレート間 プレート内	Mw、断層最短距離、 震源深さ	5.0~8.3	0.3~300km	Soft Soil ~ Hard Rock(Hard Rock Vs=2000m/s)
内山・翠川ほか (2006) ⁽⁴⁸⁾	日本周辺		Mw、断層最短距離、 震源深さ	5.5~8.3	300km以内	150≦Vs30 ^{%1} ≦750m/s
片岡ほか (2006)	国内	内陸 海溝性	Mw、断層最短距離、 短周期レベル	陸:4.9~6.9 海:5.2~8.2	250km以内	I 種、Ⅱ種、Ⅲ種地盤 及び工学的基盤
Abrahamson <i>et al.</i> (2014) ⁽⁴⁹⁾	国内外	内陸	Mw、断層最短距離、 Vs30 ^{※1} 、断層上端深さ	3.0~8.5	0~300km	180≦Vs30 ^{%1} ≦1000m/s
Boore <i>et al.</i> (2014) ⁽⁵⁰⁾	国内外	内陸	Mw、断層面の地表投影面 への最短距離、Vs30 ^{※1}	3.0~8.5(横ずれ、逆断層) 3.0~7.0(正断層)	0~400km	150≦Vs30 ^{%1} ≦1500m/s
Campbell <i>et al.</i> (2014) ⁽⁵¹⁾	国内外	内陸	Mw、断層最短距離、 Vs30 ^{※1} 、断層上端深さ	3.3~8.5(横ずれ断層) 3.3~8.0(逆断層) 3.3~7.5(正断層)	0~300km	150≦Vs30 ^{%1} ≦1500m/s
Chiou <i>et al.</i> (2014) ⁽⁵²⁾	国内外	内陸	Mw、断層最短距離、 Vs30 ^{※1} 、断層上端深さ	3.5~8.5(横ずれ断層) 3.5~8.0(逆、正断層)	0~300km	180≦Vs30 ^{%1} ≦1500m/s
Idriss (2014) ⁽⁵³⁾	国内外	内陸	Mw、断層最短距離、 Vs30 ^{※1}	5≦Mw	≦150km	450≦Vs30 ^{%1}

データベース 対象地域 距離減衰式 地震タイプ 主なパラメータ Mwの範 Mw、断層最短距離、 Kanno *et al*. 5.5~8.2 (2006) (<u>47)</u> 震源深さ、Vs30^{※1} 主に国内 内陸 Zhao *et al*. Mw、断層最短距離、 プレート間 プレート内 5.0~8.3 (2006) (48) 震源深さ Mw、断層最短距離、 震源深さ 内山・翠川ほか 日本周辺 5.5~8.3 (2006) (49) Mw、断層最短距離、 短周期レベル 片岡ほか 内陸 陸:4.9~6.9 国内 海溝性 海:5.2~8.2 (2006) Abrahamson *et al*. Mw、断層最短距離、 3.0~8.5 国内外 内陸 (2014) ⁽⁵⁰⁾ Vs30^{※1}、断層上端深さ Boore *et al*. Mw、断層面の地表投影面 3.0~8.5(横ずれ 国内外 内陸 (2014) (51) 3.0~7.0(正断層 への最短距離、Vs30^{※1} 3.3~8.5(横ずれ Campbell *et al*. Mw、断層最短距離、 国内外 内陸 3.3~8.0(逆断層 (2014) ⁽⁵²⁾ Vs30^{※1}、断層上端深さ 3.3~7.5(正断) Chiou *et al*. Mw、断層最短距離、 3.5~8.5(横ずれ 国内外 内陸 (2014) (53) Vs30^{※1}、断層上端深さ 3.5~8.0(逆、正 Mw、断層最短距離、 Idriss

※1 Vs30:表層地盤(地表からおよそ30mの深さまで)の平均S波速度

※1 Vs30:表層地盤(地表からおよそ30mの深さまで)の平均S波速度

内陸

Vs30^{%1}

国内外

(2014) (54)

5≦Mw

第5.6.11表 各距離減衰式の概要

.,		
範囲	距離の範囲	地盤条件・種別
	1~500km	100 <vs30<1400m s<="" td=""></vs30<1400m>
	0.3~300km	Soft Soil ~ Hard Rock(Hard Rock Vs=2000m/s)
	300km以内	150≦Vs30 ^{%1} ≦750m/s
	250km以内	I 種、Ⅱ種、Ⅲ種地盤 及び工学的基盤
	0~300km	180≦Vs30 ^{%1} ≦1000m/s
れ、逆断 層) 層)	0~400km	150≦Vs30 ^{%1} ≦1500m/s
れ断層) 層) 層)	0~300km	150≦Vs30 ^{%1} ≦1500m/s
れ断層) E断層)	0~300km	180≦Vs30 ^{%1} ≦1500m/s
	≦150km	450≦Vs30 ^{%1}

第5.6.12表 2011年東北地方太平洋沖型地震の断層パラメータ

(基本震源モデル)

項目		設定値	設定方法	
j	走向	θ(°)	200	F-net
傾斜角	頁1(東側)	δ ₁ (°)	12	壇ほか(2005) ⁽⁵⁴⁾
傾斜角2(西側)		δ ₂ (°)	21	壇ほか(2005)
ġ,	べり角	λ(°)	88	F-net
:	長さ	L(km)	500	断層面積に基づき算定
	幅	W(km)	200	断層面積に基づき算定
基準	『点北緯	N(°)	38.1035	本震の震源位置(気象庁)
基準	「「「「「」」「」」	E(°)	142.8610	本震の震源位置(気象庁)
基準	「「「「」」	H(km)	23.7	本震の震源位置(気象庁)
上	端深さ	h _u (km)	12.3	h _u =H−w1sinδ ₁ , w1=55km
下	端深さ	h _l (km)	68.9	h ₁ =H+(100-w ₁)sinδ ₁ +100sinδ ₂
断	 雷面積	S(km²)	100000	logS=M-4.0,佐藤(1989) ⁽⁵⁵⁾
平均応	力降下量	∆σ(MPa)	3.08	$M_0=16/7 \times (S/\pi)^{3/2} \Delta \sigma$
地震	モーメント	M ₀ (N•m)	4.00E+22	logM ₀ =1.5M _w +9.1, Hanks and Kanamori (1979) <u>(56)</u>
モーメント	マグニチュート	Mw	9.0	2011年東北地方太平洋沖地震
平均	すべり量	D(cm)	854.3	D=M ₀ /(µS)
剛性率		μ (N/m ²)	4.68E+10	μ=ρV _s ² , ρ=3.08g/cm ³ 地震調査研究推進本部 (2002) ⁽⁵⁷⁾ , (2005) ⁽⁵⁹⁾
せん断波速度		V _s (km/s)	3.9	地震調査研究推進本部 (2002),(2005)
破壞伝播速度		V _r (km/s)	3.0	地震調査研究推進本部 (2002),(2005)
		S _a (km²)	12500	S _a =cS, c=0.125
	地震モーメント	M _{0a} (N•m)	1.00E+22	$M_{0a} = \mu D_a S_a$
SMGA全体	すべり量	D _a (cm)	1708.6	D _a =2 × D
	応力降下量	$\Delta \sigma_{a}$ (MPa)	24.6	$\triangle \sigma_{a}$ =S/S _a × $\Delta \sigma$
	短周期レベル	A _a (N∙m∕s²)	2.97E+20	$A_a=(\Sigma A_{ai}^2)^{1/2}=5^{1/2}A_{a1}$
	面積	S _{a1} (km²)	2500	S _{a1} =S _a /5
	地震モーメント	M _{0a1} (N•m)	2.00E+21	$M_{0a1}=M_{0a}S_{a1}^{1.5}/\Sigma S_{ai}^{1.5}=M_{0a}/5$
么SMGA	すべり量	D _{a1} (cm)	1708.6	$D_{a1}=M_{0a1}/(\mu S_{a1})$
	応力降下量	∆σ _{a1} (MPa)	24.6	$\triangle \sigma_{a1} = \triangle \sigma_{a}$
	短周期レベル	A _{a1} (N•m/s²)	1.33E+20	$A_{a1}=4\pi r_1 \Delta \sigma_{a1} V_s^2, r_1=(S_{a1}/\pi)^{1/2}$
	ライズタイム	τ _{a1} (s)	8.33	τ _{a1} =0.5W _{al} /V _n , W _{ai} :SMGA幅
	面積	S _b (km²)	87500	Sb=S-Sa
	地震モーメント	M _{0b} (N•m)	3.00E+22	M _{0b} =M ₀ -M _{0a}
背景領域	すべり量	D _b (cm)	732.2	D₅=M₀₅∕µS₅
	応力降下量	$\Delta \sigma_{\rm b}$ (MPa)	4.9	$\Delta \sigma_{\rm b}$ =0.2 $\Delta \sigma_{\rm a}$
	ライズタイム	τ _b (s)	33.33	τ b=0.5W/Vr, W:断層幅
(Q値	Q	110f ^{0.69}	佐藤ほか(1994)

変更後

第5.6.12表 2011年東北地方太平洋沖型地震の

(基本震源モデル)

項目		設定値		設定方法	
j	走向	θ(°)	200	F-net	
傾斜角	角1(東側)	δ ₁ (°)	12	壇(まか(2005) ⁽⁵⁵⁾	
傾斜角2(西側)		δ ₂ (°)	21	壇(まか(2005)	
す	べり角	λ(°)	88	F-net	
:	長さ	L(km)	500	断層面積に基づき算定	
	幅	W(km)	200	断層面積に基づき算定	
基準	■点北緯	N(°)	38.1035	本震の震源位置(気象庁)	
基準	■点東経	E(°)	142.8610	本震の震源位置(気象庁)	
基準	「「「「」」	H(km)	23.7	本震の震源位置(気象庁)	
上	端深さ	h _u (km)	12.3	h _u =H−w1sinδ ₁ , w1=55km	
下	端深さ	h _l (km)	68.9	h _l =H+(100-w ₁)sinδ ₁ +100sinδ ₂	
断	 晉面積	S(km²)	100000	logS=M-4.0, 佐藤(1989) ⁽⁵⁶⁾	
平均応	力降下量	$\Delta \sigma$ (MPa)	3.08	$M_0=16/7\times(S/\pi)^{3/2}\Delta\sigma$	
地震	モーメント	M ₀ (N•m)	4.00E+22	logM ₀ =1.5M _w +9.1, Hanks and Kanamori (1979) ^{(<u>57)</u>}	
モーメント	マグニチュート	M _W	9.0	2011年東北地方太平洋沖地震	
平均すべり量		D(cm)	854.3	D=M ₀ /(µS)	
剛性率		μ(N/m²)	4.68E+10	μ=ρV _s ² ,ρ=3.08g/cm ³ 地震調査研究推進本部 (2002) ⁽³⁹⁾ (2005) ⁽³⁹⁾	
せん断波速度		V _s (km/s)	3.9	地震調査研究推進本部 (2002),(2005)	
破壊伝播速度		V _r (km/s)	3.0	地震調査研究推進本部 (2002),(2005)	
		S _a (km²)	12500	S _a =cS, c=0.125	
	地震モーメント	M _{0a} (N•m)	1.00E+22	$M_{Oa} = \mu D_a S_a$	
SMGA全体	すべり量	D _a (cm)	1708.6	D _a =2 × D	
	応力降下量	$\Delta \sigma_{a}$ (MPa)	24.6	$\triangle \sigma_{a}$ =S/S _a × $\Delta \sigma$	
	短周期レベル	A _a (N•m/s²)	2.97E+20	$A_a=(\Sigma A_{ai}^2)^{1/2}=5^{1/2}A_{a1}$	
	面積	S _{a1} (km²)	2500	S _{a1} =S _a /5	
	地震モーメント	M _{0a1} (N•m)	2.00E+21	$M_{0a1}=M_{0a}S_{a1}^{1.5}/\Sigma S_{a1}^{1.5}=M_{0a}/5$	
友SMGA	すべり量	D _{a1} (cm)	1708.6	$D_{a1}=M_{0a1}/(\mu S_{a1})$	
-B-OINGY	応力降下量	$\Delta \sigma_{a1}$ (MPa)	24.6	$\triangle \sigma_{a1} = \Delta \sigma_{a}$	
	短周期レベル	A _{a1} (N•m/s ²)	1.33E+20	$A_{a1}=4\pi r_1 \Delta \sigma_{a1} V_s^2, r_1=(S_{a1}/\pi)^{1/2}$	
	ライズタイム	$\tau_{a1}(s)$	8.33	τ _{a1} =0.5₩ _{ai} /√ _r , W _{ai} :SMGA巾I	
	面積	S _b (km²)	87500	Sb=S-Sa	
	地震モーメント	M _{0b} (N•m)	3.00E+22	M _{0b} =M ₀ -M _{0a}	
背景領域	すべり量	D _b (cm)	732.2	D₅=M₀₅∕ µ S₅	
	応力降下量	$\Delta \sigma_{\rm b}$ (MPa)	4.9	$\triangle \sigma_{\rm b}$ =0.2 $\triangle \sigma_{\rm a}$	
	ライズタイム	τ _b (s)	33.33	τ _b =0.5W/V _r , W:断層幅	
(Q値	Q	110f ^{0.69}	佐藤ほか(1994)	

第5.6.13表~第5.6.15表 (省略)

の断層	パラ	メータ	,
-----	----	-----	---

第5.6.16表 茨城県南部の地震の断層パラメータ

第5.6.16表 茨城県南部の地震の断層/

(基本震源モデル)

			語定値	設定方法	
	現日		武化ILL	設定力法	
基	と準点 副北西端)	N(*)	36.242	中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の	
		E('')	140.11		
上端深さ 気象庁マグニチュート [*]		h(km)	36~52	フィリビン海ブレートの上面位置	
		Mj	7.3	Mj=Mw	
モーメント	マグニチュート	Mw	7.3	中央防災会議(2013)	
地震	モーメント	M ₀ (N•m)	1.12E+20	logM ₀ =1.5M _w +9.1, Hanks and Kanamori(1979)	
÷	走向	θ(°)	1 40.7	中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の 地震を想定する領域	
ſĿĬ	斜角	δ(°)	90	中央防災会議(2013)	
ずわ	の種類	-	右横ずれ	長谷川ほか(2013)	
すべり角		λ(°)	180	長谷川ほか(2013)	
平均応力降下量		$\Delta \sigma$ (MPa)	10.3	中央防災会議(2013)	
断層面積		S(km²)	900	中央防災会議(2013)	
長さ		L(km)	45	L=S/W	
幅 密度 せん断波速度		W(km)	20	中央防災会議(2013)のフィリピン海プレートの厚さ	
		P(g/cm³)	2.875	$\mu = \rho \vee_s^2$	
		V _s (km/s)	4.0	佐藤(2003) ^(<u>59</u>)	
剛性率		μ(N/m²)	4.6E+10	中央防災会議(2013)	
平均	すべり量	D(m)	2.55	D=M ₀ /(μS)	
破壊	伝播速度	V _r (km/s)	2.9	中央防災会議(2013)	
高周波	返 断係数	f _{max} (Hz)	13.5	地震調査研究推進本部の海溝型地震	
	面積	S _a (km²)	150	中央防災会議(2013)	
	すべり量	D _a (m)	5.1	D _a =2D	
アスペリティ	地震モーメント	M _{0a} (N•m)	3.52E+19	M _{0a} = µ D _a S _a	
	応力降下量	Δσ _a (MPa)	62	中央防災会議(2013)	
	短周期レベル (参考)	A(N•m/s²)	8.61 E+19	$A_a=4\pi r_a \Delta \sigma_a V_s^2$	
	面積	S _b (km²)	750	S _b =S-S _a	
	すべり量	D _b (m)	2.23	$D_b=M_{0b}/(\mu S_b)$	
背景禎域	地震モーメント	M _{0b} (N•m)	7.7E+19	M _{ob} =M _o -M _{Oa}	
	実効応力	$\Delta \sigma_{b}$ (MPa)	12.4	$\Delta \sigma_{b}=0.2 \Delta \sigma_{a}$	
	 Q値	Q	110f ^{0.69}	佐藤ほか(1994)	

第 5.6.17 表~第 5.6.19 表 (省略)

	項目		設定値	設定方法	
基	基準点	N(°)	36.242	中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の	
(断層	፤ 北西端)	E(°)	140.11	地震を想定する領域の北端	
Ŀ	端深さ	h(km)	36~52	フィリピン海プレートの上面位置	
気象庁マグニチュート		Mj	7.3	Mj=Mw	
モーメント	マグニチュート゛	Mw	7.3	中央防災会議(2013)	
地震	モーメント	M ₀ (N•m)	1.12E+20	logM ₀ =1.5M _w +9.1, Hanks and Kanamori(1979)	
	走向	θ(°)	1 40.7	中央防災会議(2013)のフィリピン海プレート内の 地震を想定する領域	
1t	〔斜角	δ(°)	90	中央防災会議(2013)	
ずオ	の種類	-	右横ずれ	長谷川ほか(2013)	
र्व	べり角	λ(°)	180	長谷川ほか(2013)	
平均点	平均応力降下量		10.3	中央防災会議(2013)	
断層面積		S(km²)	900	中央防災会議(2013)	
長さ		L(km)	45	L=S/W	
	幅		20	中央防災会議(2013)のフィリピン海プレートの厚さ	
密度		ρ(g/cm³)	2.875	$\mu = \rho \bigvee_{s}^{2}$	
せん断波速度		V _s (km/s)	4.0	佐藤(2003) ⁶⁰⁾	
剛性率		μ(N/m²)	4.6E+10	中央防災会議(2013)	
平均	平均すべり量		2.55	D=M ₀ /(μS)	
破壊	伝播速度	V _r (km/s)	2.9	中央防災会議(2013)	
高周波		f _{max} (Hz)	13.5	地震調査研究推進本部の海溝型地震	
	面積	S _a (km²)	150	中央防災会議(2013)	
	すべり量	D _a (m)	5.1	D _a =2D	
アスペリティ	地震モーメント	M _{0a} (N•m)	3.52E+19	M _{0a} = μ D _a S _a	
	応力降下量	$\Delta \sigma_{a}$ (MPa)	62	中央防災会議(2013)	
	短周期レベル (参考)	A(N•m/s²)	8.61E+19	$A_a=4\pi r_a \Delta \sigma_a V_s^2$	
	面積	S _b (km²)	750	S _b =S-S _a	
北모여城	すべり量	D _b (m)	2.23	D _b =M _{0b} /(μS _b)	
月京限場	地震モーメント	M _{0b} (N•m)	7.7E+19	M _{Ob} =M ₀ -M _{Ob}	
	実効応力	$\Delta \sigma_{\rm b}$ (MPa)	12.4	$\triangle \sigma_{\rm b}$ =0.2 $\triangle \sigma_{\rm a}$	
	Q値	Q	110f ^{0.69}	佐藤ほか(1994)	

第5.6.17表~第5.6.19表 (変更なし)

ハノメーク	ヽータ	メ	ラ	パ
-------	-----	---	---	---

第5.6.20 表 2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域と敷地近傍の比較

項目	比較 結果	2008年岩手・宮城内陸地震 の震源域	敷地近傍
地質	Δ	 ・ 震源域近傍には、主に中新統から鮮新 統の堆積岩・火山岩等、第四系の火山 岩類が分布する。 	 敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮 新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物 等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が 分布する。
地質 構造	×	 ・震源域近傍には、中新世以降に形成された褶曲構造が認められる。 ・カルデラが密集することから、地質構造が複雑である。 	 敷地近傍に広く分布する鮮新統~下 部更新統(久米層)及びこれを不整合 に覆う上部更新統はほぼ水平に分布 している。 敷地近傍にカルデラは分布しない。
変動 地形等	×	 下記の観点より、震源域近傍は変動地 形等の認識が難しい地域である。 - 震源域は山間部に位置し、近傍に河 成段丘が一部分布するのみであり、 指標となる地形が少ない。 - 大規模地すべりを含めた地すべりが 密集している。 田力ほか(2009)⁽⁶⁰⁾によると、枛木立 付近には短いながら明瞭な断層変位地 形があり、低位段丘礫層堆積期以降に 複数回、比較的活発な活動を繰り返し ていることが明らかとなった。 	 下記の観点より、敷地近傍は変動地 形等が認識しやすい地域である。 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。 地すべりが認められない。 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。 変動地形学的調査の結果、敷地近傍陸域に変動地形は認められない。
火山	×	• 火山フロントに近接する。	 火山フロントの遠方に位置する。
地震地 体構造	×	 東北日本弧内帯(8C) (垣見ほか(2003)) 	・東北日本弧外帯 (8B) (垣見ほか(2003))
応力場	×	 防災科学技術研究所(2013)⁽⁶¹⁾において、ひずみ集中帯と指摘されている。 東西圧縮の逆断層型が卓越 	 ひずみ集中帯と指摘している文献はない。 敷地周辺の茨城県北部では南西-北東引張の正断層型が卓越

第5.6.20 表 2008 年岩手・宮城内陸地震の震源域と敷地近傍の比較

項目	比較 結果	2008年岩手・宮城内陸地震 の震源域		
地質	Δ	 ・ 震源域近傍には、主に中新統から鮮新 統の堆積岩・火山岩等、第四系の火山 岩類が分布する。 	•	敷新等分
地質 構造	×	 震源域近傍には、中新世以降に形成された褶曲構造が認められる。 カルデラが密集することから、地質構造が複雑である。 	•	敷部にし敷
変動 地形等	×	 下記の観点より、震源域近傍は変動地 形等の認識が難しい地域である。 - 震源域は山間部に位置し、近傍に河 成段丘が一部分布するのみであり、 指標となる地形が少ない。 - 大規模地すべりを含めた地すべりが 密集している。 田力ほか(2009)⁽⁶¹⁾によると、枛木立 付近には短いながら明瞭な断層変位地 形があり、低位段丘礫層堆積期以降に 複数回、比較的活発な活動を繰り返し ていることが明らかとなった。 	•	下形 変陸
火山	×	・ 火山フロントに近接する。	•	火
地震地 体構造	×	 東北日本弧内帯(8C) (垣見ほか(2003)) 	-	東: (垣
応力場	×	 防災科学技術研究所(2013)⁽⁶²⁾において、ひずみ集中帯と指摘されている。 東西圧縮の逆断層型が卓越 	•	ひな敷東
	0.1			*五 /1

【凡例】 O:類似性あり、△:類似性低い~一部あり、×:類似性なし

【凡例】 〇:類似性あり、ム:類似性低い~一部あり、×:類似性なし

変更後

敷地近傍

地近傍には、中新統の堆積岩、鮮 統の堆積岩、更新統の段丘堆積物 完新統の沖積層及び砂丘砂層が 布する。 地近傍に広く分布する鮮新統~下 更新統 (久米層) 及びこれを不整合 覆う上部更新統はほぼ水平に分布 ている。 地近傍にカルデラは分布しない。 記の観点より、敷地近傍は変動地 等が認識しやすい地域である。 陸域には後期更新世以降に形成さ れた段丘面が広く分布している。 地すべりが認められない。 海域には堆積層からなる鮮新統及 び下部更新統が水平に広く分布し ている。 動地形学的調査の結果、敷地近傍 域に変動地形は認められない。 山フロントの遠方に位置する。 北日本弧外帯(8B)

夏見ほか(2003))

ずみ集中帯と指摘している文献は い。

地周辺の茨城県北部では南西ー北 「引張の正断層型が卓越

変更後

第5.6.21表 200)0 年鳥取県西部地震の)震源域と	・敷地近傍の」	北較
--------------	--------------	-------	---------	----

項目	比較 結果	2000年鳥取県西部地震 の震源域	敷地近傍
地質	×	 ・ 震源域近傍には、主に白亜系~古第三 系の花崗岩及び中新統の安山岩~玄武 岩の岩脈が分布する。 	 敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮 新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物 等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が 分布する。
地質 構造	×	 第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にある。 	 敷地近傍に広く分布する鮮新統~下 部更新統(久米層)及びこれを不整合 に覆う上部更新統はほぼ水平に分布 している。
変動 地形等	×	 下記の観点より、震源域近傍は変動地 形等の認識が難しい地域である。 岡田(2002)⁽⁶²⁾によると、震源域近 傍の活断層の特徴として、第四紀中 期以降に新たな断層面を形成して断 層が発達しつつあり、活断層の発達 過程としては初期ないし未成熟な段 階にある。 震源域に震源断層の方向とほぼ一致す る短く断続するリニアメント群が判読 されるとともにリニアメント沿いで水 平に近い条線をもつ断層露頭が多く確 認され、これらの断層は横ずれ断層に 伴うフラワー構造を呈して地下では1本 の断層に収斂すると推測されている。 	 下記の観点より、敷地近傍は変動地 形等が認識しやすい地域である。 陸域には後期更新世以降に形成された段丘面が広く分布している。 地すべりが認められない。 海域には堆積層からなる鮮新統及び下部更新統が水平に広く分布している。 変動地形学的調査の結果、敷地近傍陸域に変動地形は認められない。
火山	×	・ 火山フロントに近接する。	 火山フロントの遠方に位置する。
地震地 体構造	×	 ・中国山地・瀬戸内海(1005) (垣見ほか(2003)) 	・東北日本弧外帯(8B) (垣見ほか(2003))
応力場	×	 西村(2014)⁽⁶³⁾において、ひずみ集中帯と指摘されている。 東西圧縮の横ずれ断層型が卓越 	 ひずみ集中帯と指摘している文献はない。 敷地周辺の茨城県北部では南西-北東引張の正断層型が卓越

【凡例】 ○:類似性あり、△:類似性低い~一部あり、×:類似性なし

第5.6.21表 2000年鳥取県西部地震の震源域と敷地近傍の比較

項目	比較 結果	2000年鳥取県西部地震 の震源域	
地質	×	 震源域近傍には、主に白亜系~古第三 系の花崗岩及び中新統の安山岩~玄武 岩の岩脈が分布する。 	•
地質 構造	×	 第四紀中期以降に新たに断層面を形成して、断層が発達しつつあり、活断層の発達過程としては初期ないし未成熟な段階にある。 	-
変動 地形等	×	 下記の観点より、震源域近傍は変動地 形等の認識が難しい地域である。 一岡田(2002)⁽⁶³⁾によると、震源域近 傍の活断層の特徴として、第四紀中 期以降に新たな断層面を形成して断 層が発達しつつあり、活断層の発達 過程としては初期ないし未成熟な段 階にある。 震源域に震源断層の方向とほぼ一致す る短く断続するリニアメント群が判読 されるとともにリニアメント沿いで水 平に近い条線をもつ断層露頭が多く確 認され、これらの断層は横ずれ断層に 伴うフラワー構造を呈して地下では1本 の断層に収斂すると推測されている。 	
火山	×	・ 火山フロントに近接する。	•
地震地 体構造	×	 中国山地・瀬戸内海(1005) (垣見ほか(2003)) 	•
応力場	×	 ・ 西村(2014)⁽⁶⁴⁾において、ひずみ集中帯と指摘されている。 ・ 東西圧縮の横ずれ断層型が卓越 	•

【凡例】 ○:類似性あり、△:類似性低い~一部あり、×:類似性なし

敷地近傍

敷地近傍には、中新統の堆積岩、鮮 新統の堆積岩、更新統の段丘堆積物 等、完新統の沖積層及び砂丘砂層が 分布する。 敷地近傍に広く分布する鮮新統~下 部更新統 (久米層)及びこれを不整合 に覆う上部更新統はほぼ水平に分布 している。 下記の観点より、敷地近傍は変動地 形等が認識しやすい地域である。 - 陸域には後期更新世以降に形成さ れた段丘面が広く分布している。 - 地すべりが認められない。 - 海域には堆積層からなる鮮新統及 び下部更新統が水平に広く分布し ている。 変動地形学的調査の結果、敷地近傍 陸域に変動地形は認められない。 火山フロントの遠方に位置する。 東北日本弧外帯(8B) (垣見ほか(2003)) ひずみ集中帯と指摘している文献は ない。 敷地周辺の茨城県北部では南西ー北 東引張の正断層型が卓越

第5.6.22表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の

振幅包絡線の経時的変化

括则	継続時間	振幅包絡線の経時的変化(s)			
小里力リ	(s)	t _B	t _C	t _D	
水平成分	28.0	3.3	15.0	28.0	
鉛直成分	28.0	3.3	15.0	28.0	





第5.6.23 表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

	作成条件		作成	結果	
標準応答 スペクトル	応答 スペクトル	最大 加速度 (cm/s²)	継続 時間等	応答スペクト ル比 R(T)	SI 比
水平成分	第 5.6.29 図	600	第 5.6.30 図	第 5.6.31 図	1.0以上
鉛直成分	第 5.6.29 図	400	第 5.6.30 図	第 5.6.31 図	1.0以上

第5.6.24 表~第5.6.25 表 (省略)

第5.6.22表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の 振幅包絡線の経時的変化

種則	継続時間	振幅包絡線の経時的変化 (s)				
1里 万门	(s)	t _B	t _C	t _D		
水平成分	29.8	3.7	16.3	29.8		
鉛直成分	29.8	3.7	16.3	29.8		



t_B=10^{0.5M-2.93} $t_{C}-t_{B}=10^{0.3M-1.0}$ $t_D-t_C=10^{0.17M+0.54logXeq-0.6}$ (t/t_B)² E(t)= 1 $exp[(ln0.1)(t-t_c)/(t_D-t_c)]$

第5.6.23 表 標準応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

	作成条件		作成結果				
位相	標準応答 スペクトル	応答 スペクトル	最大 加速度 (cm/s²)	継続 時間等	応答スペクトル 比 R(T)	SI 比	
乱数位相	水平成分	第 5.6.28 図	600	第 5.6.30 図(1)	第 5.6.31 図(1)	1.0以上	
による検討	鉛直成分	第 5.6.28 図	400	第 5.6.30 図(1)	第 5.6.31 図(1)	1.0以上	
実位相	水平成分	第 5.6.28 図	524	第 5.6.30 図(2)	第 5.6.31 図(2)	1.0以上	
による検討	鉛直成分	第 5.6.28 図	350	第 5.6.30 図(2)	第 5.6.31 図(2)	1.0以上	

第5.6.24 表~第5.6.25 表 (変更なし)

添 6-5-21



変更後

第5.6.26表 設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

第5.6.26 表 設計用応答スペクトルに適合する模擬地震波の作成結果

	作成条件	作成結果				
種別	応答スペクトル	最大加速度 (cm/s ²)	継続時間等	応答スペクトル比	SI 比	
Ss-D _H	<u>第 5.6.35 図</u> <u>(1)</u>	700	第 5.6.41 図	<u>第 5.6.40 図</u>	1.0以上	
Ss-D _v	<u>第 5. 6. 35 図</u> <u>(2)</u>	500	第5.6.41 図	第 5.6.40 図	1.0以上	

	作成条件	作成結果				
種別	応答スペクトル	最大加速度 (cm/s ²)	継続時間等	応答スペクトル比	SI 比	
Ss-D _H	<u>第 5.6.33 図</u> <u>(1)</u>	700	第 5.6.39 図	<u>第 5. 6. 38 図</u>	1.0以上	
Ss-D _v	<u>第 5. 6. 33 図</u> <u>(2)</u>	500	第 5.6.39 図	<u>第 5.6.38 図</u>	1.0以上	

第5.6.27表 基準地震動 Ss の最大加速度

基準地震動		最大加速度 (cm/s ²)			
		NS成分	EW成分	UD成分	
Ss-D	D 応答スペクトル手法による基準地震動		700		
Ss-1	F3断層~F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ、破壊開始点1)		711	474	
Ss−2	F3断層~F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ、破壊開始点2)	835	761	436	
Ss-3	F3断層~F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ、破壊開始点3)	948	850	543	
Ss-4	F3断層~F4断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ、破壊開始点3)	740	630	405	
Ss-5	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)		513	402	
Ss−6	標準応答スペクトルを考慮した地震動	75	54	572	

基準地震動		最大加速度(cm/s ²)			
		NS成分	EW成分	UD成分	
Ss-D	応答スペクトル手法による基準地震動	700		500	
Ss- 1	F3断層~F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ,破壊開始点1)	973	711	474	
Ss-2	F3断層~F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ,破壊開始点2)	835	761	436	
Ss- 3	F3断層~F4断層による地震 (短周期レベルの不確かさ,破壊開始点3)	948	850	543	
Ss-4	F3断層~F4断層による地震 (断層傾斜角の不確かさ,破壊開始点3)	740	630	405	
Ss- 5	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)	670	513	402	
Ss- 6	標準応答スペクトルを考慮した地震動	٤	327	591	

変更後

第5.6.27表 基準地震動 Ss の最大加速度





変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
第5.5.2図 敷地地盤で観測された主な地震の震央分布	第5.5.3図 敷地地盤で観測された主な地震の震央分布
第5.5. <u>3</u> 図 観測記録の応答スペクトル(地中最深部(G.L250m))	第5.5.4図 観測記録の応答スペクトル(地中最深部(G.L250
第 5.5.4 図(1) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011 年 3 月 11 日東北地方太平洋沖地震	第5.5.5.53(1) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011年3
の本震)	の本震)
第5.5.4 図(2) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011年3月11日東北地方太平洋沖地震	第5.5.5.5(2) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011年3
の余震)	の余震)
第5.5.4 図(3) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011年4月11日福島県浜通りの地震)	第5.5.5.5.0(3) 観測記録の応答スペクトル(各深度、2011年4
第 5.5. <u>5</u> 図 敷地周辺の重力異常分布	第5.5. <u>6</u> 図 敷地周辺の重力異常分布
第5.5.6図 敷地における単点微動観測記録による検討結果	第5.5.7図 敷地における単点微動観測記録による検討結果
第5.5.7 図(1) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた地震の震央位置(4領域)	第5.5.8図(1) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた
第5.5.7 図(2) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた地震の震央位置(9領域)	第5.5.8 図(2) 敷地における地震動の到来方向の検討に用いた
第5.5.8四(1) 敷地における地震動の到来方向による検討結果(4領域)	第5.5.9図(1) 敷地における地震動の到来方向による検討結果
第5.5.8四(2) 敷地における地震動の到来方向による検討結果(9領域)	第5.5.9図(2) 敷地における地震動の到来方向による検討結果
第5.5.9回 敷地及び敷地周辺で実施した各種探査結果等を基に作成した二次元地盤モデル	第5.5.10 図 敷地及び敷地周辺で実施した各種探査結果等を基
第5.5.10図(1) 敷地における応答波形の比較(NS成分)	第 5. 5. <u>11</u> 図(1) 敷地における応答波形の比較(NS 成分)
第5.5.10図(2) 敷地における応答波形の比較(EW成分)	第 5.5.11図(2) 敷地における応答波形の比較(EW成分)
第5.6.1 図(1) (省略)	第5.6.1図(1) (変更なし)

0m))

- 3月11日東北地方太平洋沖地震
- 3月11日東北地方太平洋沖地震
- 4月11日福島県浜通りの地震)
- た地震の震央位置(4領域)
- た地震の震央位置(9 領域)
- 果(4領域)
- 果(9領域)
- 基に作成した二次元地盤モデル
















変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	140. 2° 140. 6°
	50 km
	30 km 2011年8
	(M4.3,
	36. 4°
	● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●
	36. 2°
	36 0°
	35. 8°
	140. 2 140. 6 0 10
	第5.6.29 図 実位相による検討に用いる
	I I I I I I I I I I I I I I I I I I I



が地震の震央位置





















(cm (h=0.05) 1000 ŝ re) -1⁰/ ~S/ 2 10 5



















国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類6 (7.津波)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
7. 津波	7. 津波
7.1 概要	7.1 概要
(省略)	(変更なし)
7.2 文献調查	7.2 文献調査
7.2.1 敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波	7.2.1 敷地周辺に影響を及ぼした過去の津波
敷地周辺の既往津波について文献調査を実施した。既往津波に関する主な文献としては、渡	敷地周辺の既往津波について文献調査を実施した。既
辺 (1985) ⁽¹⁾ 、渡辺 (1998) ⁽²⁾ 、宇佐美ほか (2013) ⁽³⁾ 、 宇津ほか編 (2001) ⁽⁴⁾ 、羽鳥 (1975) ⁽⁵⁾ 、羽鳥	辺 (1985) ⁽¹⁾ 、渡辺 (1998) ⁽²⁾ 、宇佐美ほか (2013) ⁽³⁾ 、宇津
(1987) ⁽⁶⁾ 、竹内ほか(2007) ⁽⁷⁾ 、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012) ⁽⁸⁾ 、国立天	(1987) ⁽⁶⁾ 、竹内ほか(2007) ⁽⁷⁾ 、東北地方太平洋沖地震津
文台編(2013) ⁽⁹⁾ 等があり、津波堆積物や地震以外を要因とする津波に関する文献としては澤井	文台編(2013) ⁽⁹⁾ 、Ioki and Tanioka (2016) ⁽¹⁰⁾ 、気象庁
<u>(2012)⁽¹⁰⁾、羽鳥(1976)⁽¹¹⁾、Ma et al.(1999)⁽¹²⁾</u> 等がある。	
(省略)	(変更なし)
	<u>津波堆積物及び地震以外を要因とする津波に関する文</u>
	<u>十王町及び千葉県銚子市で津波堆積物が確認されている</u>
<u>また、</u> 澤井(2012) ⁽¹⁰⁾ によると、茨城県日立市十王町で確認された津波堆積物から <u>は、</u> 3回	澤井(2012) ⁽¹¹⁾ <u>及び Sawai et al.(2012)⁽¹²⁾</u> によると、
のイベントが推定され、いずれも河川近傍の T.P.+5 m 以下の低地で検出されている。3 回の	堆積物から3回のイベントが推定され、いずれも河川近
イベントのうち、文献記録と対比できるのは、1677 年延宝房総沖地震津波のみである。	ている。3回のイベントのうち、文献記録と対比できる
	である。
	<u>Yanagisawa et al.(2016) ⁽¹³⁾は、古文書及び津波堆</u> 稍
	<u>地震津波が千葉県銚子市の小畑池(T.P.+11.3 m)に浸水</u>
7.2.2 行政機関による津波評価	7.2.2 行政機関による津波評価
行政機関による津波評価については、 岩手県 (2004) ⁽¹³⁾ 、宮城県 (2004) ⁽¹⁴⁾ 、福島県 (2013) ⁽¹⁵⁾ 、	行政機関による津波評価については、岩手県(2022) ⁽¹⁹
茨城県(2012) ⁽¹⁶⁾ 千葉県(2012) ⁽¹⁷⁾ 等がある。このうち、茨城県(2012) ⁽¹⁶⁾ では、東北地方太平	茨城県(2012) ⁽²²⁾ 。千葉県(2018) ⁽²³⁾ 。内閣府(2020, 202)
洋沖地震津波及びH23 想定津波(茨城県が平成 19 年に想定した「延宝房総沖地震津波」の波	(2012) ⁽²²⁾ では、東北地方太平洋沖地震津波及びH23 想
源城等を参考とした津波)を波源とするL2津波を評価しており、茨城県沿岸における浸水深	「延宝尾総沖地震津波」の波源城等を参考とした津波)
分布図が示されている	茨城県沿岸における浸水深分布図が示されている 内閣
	」た総合的な津波対策の検討のため 最大クラスの津波
	地震モデル)が評価されており 茨城県沿岸における湯
7.2.3 潮位	7.2.3 潮位
敷地近傍では潮位の観測が実施されていないため、茨城県(2012) ⁽¹⁶⁾ において茨城沿岸の朔	敷地近傍では潮位の観測が実施されていないため、表
望平均満潮位として設定されている T.P.+0.7 mを「7. 津波」における想定津波の水位評価	望平均満潮位として設定されている T.P.+0.7 mを「7.
の潮位条件として適用した。	の潮位条件として適用した。
7.3 地震に起因する津波の評価	7.3 地震に起因する津波の評価
(省略)	(変更なし)
水位変動の評価は、土木学会(2016) ⁽¹⁸⁾ を参考に実施した。	 水位変動の評価は、土木学会(2016) ⁽²⁶⁾ を参考に実施した。

既往津波に関する主な文献としては、渡 ²津ほか編(2001)⁽⁴⁾、羽鳥(1975)⁽⁵⁾、羽鳥 豪津波合同調査グループ(2012)⁽⁸⁾、国立天 <u>2庁の発表</u>等がある。

<u>ら文献調査^{(11)~(18)}によると、茨城県日立市</u> <u>いる。</u>

、茨城県日立市十王町で確認された津波 |近傍の T. P. +5 m以下の低地で検出され るのは、1677 年延宝房総沖地震津波のみ

<u> 推積物調査に基づき、1677 年延宝房総沖</u> 水したと解釈している。_

)⁽¹⁹⁾、宮城県(<u>2022</u>)⁽²⁰⁾、福島県(<u>2019</u>)⁽²¹⁾、 (2022)^{(24) (25)}等がある。このうち、茨城県 想定津波(茨城県が平成19年に想定した (注)を波源とするL2津波を評価しており、 (5)閣府(2020,2022)^{(24) (25)}では、避難を軸と (注)波波源(日本海溝・千島海溝沿いの巨大 (5)浸水深分布図が示されている。)

、茨城県 (2012) ⁽²²⁾において茨城沿岸の朔 「7. 津波」における想定津波の水位評価

変更前(2021.12.2 付補正)	
7.3.1 プレート間地震に起因する津波	7.3.
7.3.1.1 検討対象領域の選定	7.
(省略)	
7.3.1.2 津波波源の設定に反映する知見の分析	7.
プレート間地震について、最新の知見である 2011 年東北地方太平洋沖地震に関連する	
知見を対象に文献調査を実施し、2011 年東北地方太平洋沖地震の特徴について、破壊領	
域、すべり、地震の発生メカニズム及び発生確率に関する情報に着目して分析を行った。	
(1) 2011年東北地方太平洋沖地震に関する知見	
固着の程度とすべりについては、 <u>Suwa et al. (2006)⁽¹⁹⁾、Loveless and Meade(2010⁽²⁰⁾、</u>	
2011 ⁽²¹⁾)、西村(2013) ⁽²²⁾ 、Ide et al.(2011) ⁽²³⁾ 、Tsuji et al.(2012 ⁽²⁴⁾ 、2013 ⁽²⁵⁾)、Tanikawa	
<u>et al.(2013)⁽²⁶⁾、Ujiie et al.(2013)⁽²⁷⁾において、</u> 大きなすべりが生じた領域は、固着	
の程度が大きい領域に対応しており、海溝軸付近では大きなすべりを生じた(オーバーシ	
ュートが生じた)領域が見られ、遠洋性粘土層が連続的に分布している領域に対応してい	
るという見解が示されている。 <u>なお、Moore et al. (2015) ⁽²⁸⁾及び Chester et al. (2013) ⁽²⁹⁾</u>	
<u>によると、</u> 茨城県沖北端付近では、海溝軸から海山が沈み込み、遠洋性粘土層を分断して	
いるという見解が示されている。	
固着の程度と破壊伝播については、Loveless and Meade (2015) ⁽³⁰⁾ 、地震調査研究推進本	
部(2012) ⁽³¹⁾ 、Ye et al. (2012) ⁽³²⁾ 、Kundu et al. (2012) ⁽³³⁾ 、Mochizuki et al. (2008) ⁽³⁴⁾ 、	
<u>望月(2011)⁽³⁵⁾、Nakatani et al.(2015)⁽³⁶⁾、海洋研究開発機構(2011)⁽³⁷⁾、Shinohara et</u>	
<u>al. (2011) ⁽³⁸⁾により、</u> 固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアとなって <u>おり、</u> 北米プ	
レートとフィリピン海プレートの境界が余震を含む破壊伝播のバリアとして作用してい	
るという見解が示されている。	

地震の発生メカニズムについては、Hasegawa et al. (2012)⁽³⁹⁾により、地震前後で応力 状態が圧縮状態から引張状態へ変化したことから、三陸沖中部〜福島県沖に蓄積されてい た巨大地震を引き起こす歪みはほぼ完全に解消されたという見解が示されている。また、 地震調査研究推進本部(2012)⁽³¹⁾、佐竹(2013)⁽⁴⁰⁾、谷岡(2013)⁽⁴¹⁾、宍倉(2013)⁽⁴²⁾、Shennan et al. (2007)⁽⁴³⁾、Rajendran (2013)⁽⁴⁴⁾において、津波堆積物調査結果等から、過去に同規 模の巨大地震が数百年間隔で発生しているという見解が示されている。

(2) 2011 年東北地方太平洋沖型地震の特徴

(省略)

地震のメカニズムについては、地震の前後でプレート境界上盤側で発生する地震のメカ ニズムは大きく変化した傾向が見られる。

7.3.1.3 津波波源の設定

(省略)

1 プレート間地震に起因する津波 3.1.1 検討対象領域の選定 (変更なし)

3.1.2 津波波源の設定に反映する知見の分析

プレート間地震について、最新の知見である 2011 年東北地方太平洋沖地震に関連する 知見を対象に文献調査(27)~(52)を実施し、2011年東北地方太平洋沖地震の特徴について、 破壊領域、すべり、地震の発生メカニズム及び発生確率に関する情報に着目して分析を行 った。

変更後

 (1) 2011 年東北地方太平洋沖地震に関する知見 固着の程度とすべりについては、大きなすべりが生じた領域は、固着の程度が大きい 領域に対応しており、海溝軸付近では大きなすべりを生じた(オーバーシュートが生じ た)領域が見られ、遠洋性粘土層が連続的に分布している領域に対応しているという見 解が示されている。茨城県沖北端付近では、海溝軸から海山が沈み込み、遠洋性粘土層 を分断しているという見解が示されている。

固着の程度と破壊伝播については、固着の程度が小さい領域が破壊伝播のバリアとな っているという見解が示されている。また北米プレートとフィリピン海プレートの境界 が余震を含む破壊伝播のバリアとして作用しているという見解が示されている。

地震の発生メカニズムについては、地震前後で応力状態が圧縮状態から引張状態へ変 化したことから、三陸沖中部〜福島県沖に蓄積されていた巨大地震を引き起こす歪みは ほぼ完全に解消されたという見解が示されている。また、津波堆積物調査結果等から、 過去に同規模の巨大地震が数百年間隔で発生しているという見解が示されている。

(2) 2011年東北地方太平洋沖型地震の特徴 (変更なし) 地震のメカニズムについては、地震の前後でプレート境界上盤側で発生する地震のメカ ニズムが大きく変化した傾向が見られる。

7.3.1.3 津波波源の設定 (変更なし)

7.3.1.4 津波評価

- (1) 既往津波の再現性の確認
 - (省略)

特性化波源モデルの断層面積は、杉野ほか(2014)(5)を参考に設定した。平均すべり量に ついては、地震の規模に関するスケーリング則と地震モーメントの定義式から算定した。 その際の平均応力降下量については、内閣府(2012a)⁽⁴⁶⁾及びMurotani et al. (2013)⁽⁴⁷⁾の 知見を踏まえて 3.0 MPa を設定した。また、剛性率については、2011 年東北地方太平洋沖 地震のインバージョン解析結果から算出した 4.7×10¹⁰ N/m²を設定した。

すべり量の不均一性については、杉野ほか(2014)⁴⁵を参考に、超大すべり域、大すべり 域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の3倍、1.4倍、0.33倍に、面積をそ れぞれ全体の面積の15%、25%、60%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり 域の位置については、海溝軸付近に配置した。特性化波源モデルの諸元を第7.3.5図に示 す。

再現性は、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)⁽⁸⁾及び敷地内で実施した 痕跡高調査結果を用いて評価を実施した。再現性の指標としては、相田(1977)⁽⁴⁹⁾による痕 跡高と津波シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何学平均値K 及びバラツキを表す指標 κ を用いることとし、土木学会(2016)¹¹⁸において再現性の目安 とされている「0.95 < K < 1.05、 κ < 1.45」を参考とした。

(省略)

設定した特性化波源モデルは、青森県北部から千葉県南部の痕跡高に対して計算値の方 が大きくなっているが幾何平均(K = 0.93)、幾何標準偏差(κ = 1.42)は土木学会 (2016)⁽¹⁸⁾の目安値を満足している。

- (2) 敷地への影響が大きい津波波源の選定 (省略)
- (3) 茨城県沖に想定する津波波源に関する評価
- a. 津波モデルの設定

茨城県沖に想定する津波波源については、固着の程度が小さい領域に大きなすべりを 生じる津波波源を想定した。ただし、波源領域の北限については、断層面積が大きくな るように福島県沖の一部まで拡張して考慮した。ここで波源領域の南限を、Uchida et al. (2009) ⁽⁴⁹⁾に基づく北米プレートとフィリピン海プレートの構造境界とすると、茨城 県沖から房総沖の一部の領域において、モーメントマグニチュードMw8.5となる「茨城 県沖に想定する津波波源」が想定できるが、さらに保守性を考慮し、波源の南限を拡張 したモーメントマグニチュードMw8.7の「茨城県沖から房総沖に想定する津波波源」を 評価した。また、すべり量の不均一性について超大すべり域を設定し、杉野ほか(2014)(45) による考え方よりも保守的になるように、超大すべり域、大すべり域及び背景領域のす べり量をそれぞれ平均すべり量の4倍、2倍、0.62倍に、面積をそれぞれ全体の面積の

- 7.3.1.4 津波評価
 - (1) 既往津波の再現性の確認 (変更なし)

特性化波源モデルの断層面積は、杉野ほか(2014)⁶³を参考に設定した。平均すべり量に ついては、地震の規模に関するスケーリング則と地震モーメントの定義式から算定した。 その際の平均応力降下量については、内閣府(2012a)⁵⁹及び Murotani et al. (2013)⁵⁵の 知見を踏まえて 3.0 MPa を設定した。また、剛性率については、2011 年東北地方太平洋沖 地震のインバージョン解析結果から算出した 4.7×10¹⁰ N/m²を設定した。

すべり量の不均一性については、杉野ほか(2014)⁶³⁾を参考に、超大すべり域、大すべり 域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の3倍、1.4倍、0.33倍に、面積をそ れぞれ全体の面積の15%、25%、60%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり 域の位置については、海溝軸付近に配置した。特性化波源モデルの諸元を第7.3.5図に示 す。

再現性は、東北地方太平洋沖地震津波合同調査グループ(2012)⁽⁸⁾及び敷地内で実施した 痕跡高調査結果を用いて評価を実施した。再現性の指標としては、相田(1977)⁶⁶による痕 跡高と津波シミュレーションにより計算された津波高さとの比から求める幾何学平均値 K 及びバラツキを表す指標 κ を用いることとし、土木学会(2016)⁽²⁶⁾において再現性の目安 とされている「0.95 < K < 1.05、 κ < 1.45」を参考とした。 (変更なし)

設定した特性化波源モデルは、青森県北部から千葉県南部の痕跡高に対して計算値の方 が大きくなっているが幾何平均(K = 0.93)、幾何標準偏差(κ = 1.42)は土木学会 (2016)⁽²⁶⁾の目安値を満足している。

- (2) 敷地への影響が大きい津波波源の選定 (変更なし)
- (3) 茨城県沖に想定する津波波源に関する評価

a. 津波モデルの設定

茨城県沖に想定する津波波源については、固着の程度が小さい領域に大きなすべりを 生じる津波波源を想定した。ただし、波源領域の北限については、断層面積が大きくな るように福島県沖の一部まで拡張して考慮した。ここで波源領域の南限を、Uchida et al. (2009) ⁽⁵⁷⁾ 及び地震調査研究推進本部 (2019) ⁽⁵⁸⁾ に基づく北米プレートとフィリピン海 プレートの構造境界とすると、茨城県沖から房総沖の一部の領域において、モーメント マグニチュードMw8.5となる「茨城県沖に想定する津波波源」が想定できるが、さらに 保守性を考慮し、波源の南限を拡張したモーメントマグニチュードMw8.7の「茨城県沖 から房総沖に想定する津波波源」を評価した。また、すべり量の不均一性について超大 すべり域を設定し、杉野ほか(2014) (33)による考え方よりも保守的になるように、超大す べり域、大すべり域及び背景領域のすべり量をそれぞれ平均すべり量の4倍、2倍、0.62

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5%、15%、80%となるように設定した。超大すべり域及び大すべり域の位置については、	倍に、面積をそれぞれ全体の面積の 5%、15%、80
海溝軸付近に配置した。	域及び大すべり域の位置については、海溝軸付近に
(省略)	(変更なし)
b.~c. (省略)	b.~c. (変更なし)
7.3.2 海洋プレート内地震に起因する津波	7.3.2 海洋プレート内地震に起因する津波
7.3.2.1 津波波源の設定	7.3.2.1 津波波源の設定
Álvarez-Gómez et al. (2012) ⁽⁵⁰⁾ に基づけば、1933年昭和三陸地震は国内外で最大規模	<u>波源の設定に当たり、文献調査(59)~(62)</u> を実施した
の海洋プレート内地震である。また、地震調査研究推進本部(2012) ⁽³¹⁾ は、次の地震の規模	基づけば、1933年昭和三陸地震は国内外で最大規模
を 1933 年昭和三陸地震と同等と評価している。これらを踏まえ、津波波源の設定につい	地震調査研究推進本部(2012) ⁽³⁹⁾ は、次の地震の規模
ては1933年昭和三陸地震津波を基本とした。	している。これらを踏まえ、津波波源の設定につい
	とした。
発生領域については、地震調査研究推進本部(2012) ⁽³¹⁾ は1933年昭和三陸地震と同様な	発生領域については、地震調査研究推進本部(201
地震が三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの領域内のどこでも発生するとしていることを	同様な地震が三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの領
踏まえ、三陸沖北部から房総沖までとした。	ことを踏まえ、三陸沖北部から房総沖までとした。
7.3.2.2 津波評価	7.3.2.2 津波評価
(1) 波源モデルの設定	(1) 波源モデルの設定
1933 年昭和三陸地震津波の波源モデルについては、土木学会(2011 ⁽⁵¹⁾ 、2016 ⁽¹⁸⁾)を参考	1933 年昭和三陸地震津波の波源モデルについては
に設定した。なお、波源モデルについては、土木学会(2016) ⁽¹⁸⁾ において 1611 年の津波が	に設定した。なお、波源モデルについては、土木学
海洋プレート内地震であった場合の地震規模をMw8.6 として評価していることを踏ま	海洋プレート内地震であった場合の地震規模をMw
え、保守的にMw8.6にスケーリングした一様断層モデルとした。波源モデルの諸元を第	え、保守的にMw8.6にスケーリングした一様断層
7.3.12図に示す。	7.3.12図に示す。
(2) 数値シミュレーション	(2) 数値シミュレーション
(省略)	(変更なし)
(3) パラメータスタディ	(3) パラメータスタディ
三陸沖北部から房総沖までの範囲で、断層の位置 <u>、</u> 走向 <u>及び傾斜</u> の変動を設定し、不確	三陸沖北部から房総沖までの範囲で、断層の位置
かさを考慮した。パラメータスタディの設定について、第7.3.13 図に示す。	考慮した。パラメータスタディの設定について、第
(省略)	(変更なし)
7.3.3 海域活断層による地殻内地震に起因する津波	7.3.3 海域活断層による地殻内地震に起因する津波
7.3.3.1 津波波源の設定	7.3.3.1 津波波源の設定
(省略)	(変更なし)
7.3.3.2 津波評価	7.3.3.2 津波評価

0%となるように設定した。超大すべり に配置した。

<u>と。</u>Álvarez-Gómez et al. (2012) ⁽⁵⁹⁾に 莫の海洋プレート内地震である。また、 莫を 1933 年昭和三陸地震と同等と評価 いては 1933 年昭和三陸地震津波を基本

)12) ⁽³⁹⁾<u>によると</u>1933 年昭和三陸地震と 領域内のどこでも発生するとしている

は、土木学会(2011⁶⁰⁾、2016⁽²⁶⁾)を参考 学会(2016)⁽²⁶⁾において 1611 年の津波が w 8.6 として評価していることを踏ま 層モデルとした。波源モデルの諸元を第

置<u>及び</u>走向の変動を設定し、不確かさを 育7.3.13 図に示す。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
阿部(1989) ⁽⁵²⁾ の簡易予測式による推定津波高の比較により、敷地に及ぼす影響が大き	阿部 (1989) ⁽³³⁾ の簡易予測式による推定津波高のb
いと考えられる津波波源を抽出した。	いと考えられる津波波源を抽出した。
阿部(1989) ⁽⁵²⁾ の簡易予測式で用いた津波波源の諸元及び津波高の比較結果を第 7.3.6	阿部(1989) ⁽³³⁾ の簡易予測式で用いた津波波源の話
表及び第7.3.14図に示す。	表及び第7.3.14 図に示す。
(省略)	(変更なし)
7.3.4 地震に起因する津波の評価のまとめ	7.3.4 地震に起因する津波の評価のまとめ
(省略)	(変更なし)
.4 地震以外に起因する津波の評価	7.4 地震以外に起因する津波の評価
(省略)	(変更なし)
7.4.1 陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する津波	7.4.1 陸上及び海底での地すべり並びに斜面崩壊に起因する
(省略)	(変更なし)
塩屋埼から犬吠埼の範囲における陸域の地すべりに関する文献では、防災科学技術研究所	塩屋埼から犬吠埼の範囲における陸域の地すべりに関
(2004) (53) によって敷地の南方に地すべり地形が示されている。空中写真判読及び国土地理院	(2004) ⁽⁶⁴⁾ によって敷地の南方に地すべり地形が示され ⁻
5mDEM による地形判読を実施した結果、敷地に影響を及ぼす津波を引き起こす可能性のある陸	5mDEM による地形判読を実施した結果、敷地に影響を及
上の地すべり及び斜面崩壊の地形は認められなかった。地形判読結果を第7.4.1 図に示す。	上の地すべり及び斜面崩壊の地形は認められなかった。
海底地すべりに関する文献では、徳山ほか(2001) ⁽⁵⁴⁾ に、いわきの沖合に海底地すべり地形が	海底地すべりに関する文献では、徳山ほか(2001) ⁽⁶⁵⁾ に
示されている。 徳山ほか (2001) (54) が示す地すべりを含む範囲について、 一般財団法人日本水路	示されている。 徳山ほか(2001) ⁽⁶⁵⁾ が示す地すべりを含む
協会発行の海底地形デジタルデータ M7000 シリーズを用いた 150mDEM データにより海底地す	協会発行の海底地形デジタルデータ M7000 シリーズをF
べり地形判読調査を実施した結果、海底地すべり地形は判読されなかった(第7.4.2図)。ま	べり地形判読調査を実施した結果、海底地すべり地形は
た、産業技術総合研究所(2015) ⁽⁵⁵⁾ による東日本沖太平洋海域(GH762)の音波探査記録(サブボ	た、産業技術総合研究所(2015) 660 による東日本沖太平洋
トムプロファイラー)を用いて、池原ほか(1990) 50 に示される考え方に基づき海底地すべりの	トムプロファイラー)を用いて、池原ほか(1990) ⁽⁶⁷⁾ に示
検討を実施した結果、徳山ほか(2001) (54) に図示された海底地すべりは層相2(砂質堆積物)に区	検討を実施した結果、徳山ほか(2001) ⁽⁶⁵⁾ に図示された海
分され、海底地すべりを示唆する特徴的な構造は確認されなかった(第 7.4.3 図)。したがっ	分され、海底地すべりを示唆する特徴的な構造は確認さ
て、徳山ほか(2001) ⁽⁵⁴⁾ に図示された位置に海底地すべりはないものと判断した。また「3. 地	て、徳山ほか(2001) ⁽⁶⁵⁾ に図示された位置に海底地すべり
盤」に示される敷地前面海域の海底地形の判読を実施した結果、海底地すべりの可能性のある	盤」に示される敷地前面海域の海底地形の判読を実施し
地形は認められなかった。	地形は認められなかった。
(省略)	(変更なし)
なお、文献調査の結果、Moore et al. (1989) ⁽⁵⁷⁾ によれば、ハワイ諸島では過去に複数の海底	なお、文献調査の結果、Moore et al.(1989) ⁶⁸⁾ によれ
地すべりが発生したことが示されている。過去に発生した海底地すべりの中から、後期更新世	地すべりが発生したことが示されている。過去に発生し
以降に発生して巨大津波を伴った可能性があり、面積の大きいハワイ島西部の海底地すべりを	以降に発生して巨大津波を伴った可能性があり、面積の
評価対象として選定した。	評価対象として選定した。

選定した地すべりについて、ハワイ大学マノア校海洋地球科学技術学部(SOEST)による

地形デジタルデータ(50m グリッ<u>ト</u>)を用いて地すべり規模(体積)を算出し、Papadopoulos and

Kortekaas (2003) (58) に示されている地すべりの体積と津波水位の関係を参考に日本沿岸にお

ける水位を推定した結果、敷地への影響は小さいことを確認した。

選定した地すべりについて、ハワイ大学マノア校海洋地球科学技術学部(SOEST)による 地形デジタルデータ(50m グリッ<u>ド</u>)を用いて地すべり規模(体積)を算出し、Papadopoulos and Kortekaas(2003)⁶⁹⁾に示されている地すべりの体積と津波水位の関係を参考に日本沿岸にお ける水位を推定した結果、敷地への影響は小さいことを確認した。

比較により、敷地に及ぼす影響が大き

諸元及び津波高の比較結果を第 7.3.6

5津波

関する文献では、防災科学技術研究所 ている。空中写真判読及び国土地理院 ばす津波を引き起こす可能性のある陸 地形判読結果を第7.4.1 図に示す。

こ、いわきの沖合に海底地すべり地形が 3範囲について、一般財団法人日本水路 用いた 150mDEM データにより海底地す は判読されなかった(第7.4.2図)。ま 洋海域(GH762)の音波探査記録(サブボ される考え方に基づき海底地すべりの 毎底地すべりは層相2(砂質堆積物)に区 されなかった(第7.4.3図)。したがっ りはないものと判断した。また「3.地 した結果、海底地すべりの可能性のある

∪ば、ハワイ諸島では過去に複数の海底 ∠た海底地すべりの中から、後期更新世 ⊃大きいハワイ島西部の海底地すべりを

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 7.4.2 火山現象に起因する津波 敷地周辺において、火山現象による歴史津波の記録はなく、海底活火山の存在も認められない(「8.火山」参照)ことから、火山現象に起因する津波について、敷地への影響はない。 なお、阿部・平野(2007)⁽⁵⁹⁾によると、三陸沖で沈み込む太平洋プレート(海洋プレート)上でこれまで分かっている火山活動とは異なる、新しいタイプの火山(プチスポット)の存在が示されている。過去に海中噴火が発生していることから、海中噴火に伴う津波について、平野(2007)⁽⁶⁹⁾等に示されているプチスポットの特徴(第7.4.1表)を踏まえ、Levin and Nosov(2009)⁽⁶¹⁾の海底火山からの噴出物により発生する水位の推定方法を用いて津波水位を評価した。その結果、敷地への影響は小さいことを確認した。 7.4.3 地震以外に起因する津波の評価のまとめ 	 7.4.2 火山現象に起因する津波 敷地周辺において、火山現象による歴史津波の記録に い(「8. 火山」参照)ことから、火山現象に起因する なお、阿部・平野(2007)⁽¹⁰⁾によると、三陸沖で沈み辺 これまで分かっている火山活動とは異なる、新しいタイ れている。過去に海中噴火が発生していることから、 (2007)⁽¹¹⁾等に示されているプチスポットの特徴(Nosov(2009)⁽¹²⁾の海底火山からの噴出物により発生す。 評価した。その結果、敷地への影響は小さいことを確認 7.4.3 地震以外に起因する津波の評価のまとめ
(省略)7.5 津波発生要因の組み合わせの検討(省略)	(変更なし) 7.5 津波発生要因の組み合わせの検討 (変更なし)
 7.6 施設への津波の遡上評価 (省略) なお、選定された波源による津波高さは、過去に敷地に襲来した津波(2011 年東北地方太平洋沖 地震津波)を上回っており、また、行政機関による既往評価との比較をして茨城県(2012)⁽¹⁶⁾ 評価を 上回ることを確認した。行政機関による既往評価との比較を第7.6.2回に示す。 	 7.6 施設への津波の遡上評価 (変更なし) なお、選定された波源による津波高さは、過去に敷地に算 地震津波)を上回っており、<u>また選定された波源と同規模の</u> 調査結果等(竹内他(2007)⁽⁷⁾、澤井(2012)⁽¹¹⁾、Sawai e al. (2016)⁽¹³⁾)を上回っていることから、敷地周辺における 記録等から推定される津波の規模を超えていることを確認し の比較として茨城県(2012)⁽²²⁾評価、内閣府(2020, 2022)⁽²⁴⁾ 学的証拠及び歴史記録等による確認結果を第7.6.2 図に、 7.6.<u>3</u>図に示す。
 7.7 立地上の余裕に対する検討 (省略) 具体的には、破壊伝播速度については、津波インバージョン解析による知見(Fujii and Satake (2007)⁽⁶²⁾、杉野ほか(2014)⁽⁴⁵⁾、Satake et al. (2013)⁽⁶³⁾、内閣府(2012b)⁽⁶⁴⁾、地震調査研究 推進本部(2005)⁽⁶⁵⁾)を参考に、1.0 km/s~3.0 km/s の範囲で設定した。破壊開始点については、 地震調査研究推進本部(2009)⁽⁶⁹⁾を参考に複数設定した。立ち上がり時間については、Satake et al. (2013)⁽⁶³⁾及び内閣府(2012b)⁽⁶⁴⁾を参考に30秒及び60秒を設定した。パラメータスタディ の設定を第7.7.1 図に、評価結果を第7.7.1、7.7.2表に示す。 (変更なし) 	 7.7 立地上の余裕に対する検討 (変更なし) 具体的には、破壊伝播速度については、津波インバージョ (2007)⁽⁷³⁾、杉野ほか(2014)⁽⁵³⁾、Satake et al. (2013)⁽⁷⁴⁾ 推進本部(2005)⁽⁷⁶⁾)を参考に、1.0 km/s~3.0 km/sの範 地震調査研究推進本部(2009)⁽⁷¹⁾を参考に複数設定した。3 al. (2013)⁽⁷⁴⁾及び内閣府(2012b)⁽⁷⁵⁾を参考に 30 秒及び の設定を第7.7.1 図に、評価結果を第7.7.1、7.7.2 表に示 (変更なし)
7.8 参考文献 (1)~(9) (省略)	7.8 参考文献 (1)~(9) (変更なし)

はなく、海底活火山の存在も認められな 5津波について、敷地への影響はない。 込む太平洋プレート(海洋プレート)上で イプの火山(プチスポット)の存在が示さ 、海中噴火に伴う津波について、平野 (第 7.4.1 表)を踏まえ、Levin and る水位の推定方法を用いて津波水位を 認した。

襲来した津波(2011 年東北地方太平洋沖 <u>D津波波源による遡上域が、津波堆積物</u> <u>et al.(2012)⁽¹²⁾及び Yanagisawa et</u> <u>5</u>津波堆積物等の地質学的証拠及び歴史 <u>した。</u>また、行政機関による既往評価と <u>(25)評価</u>を上回ることを確認した。<u>地質</u> _行政機関による既往評価との比較を第

ョン解析による知見(Fujii and Satake ⁽¹⁴⁾、内閣府(2012b)⁽⁷⁵⁾、地震調査研究 5囲で設定した。破壊開始点については、 立ち上がり時間については、Satake et 60 秒を設定した。パラメータスタディ 示す。

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
		<u>(10)</u>	Kei Ioki, Yuichiro Tanioka. Re-estimated fault mod earthquake off Hokkaido using tsunami deposit data Letters, vol. 433, 2016, pp. 133-138
(<u>10</u>)	澤井祐紀. 堆積物の記録から明らかになった日本海溝の巨大津波-茨城県における痕跡	(<u>11</u>)	澤井祐紀. 堆積物の記録から明らかになった日本海溝の AFERC NEWS No 39 沃斯層・地震研究センター 2012
	<pre>(https://unit aist go in/jevg/katsudo/jevg news/aferc news/no 39 ndf)</pre>		<pre>//init aist go in/ievg/katsudo/ievg news/af</pre>
		(12)	Yuki Sawai, Yuichi Namegaya, Yukinobu Okamura, Ken
			Challenges of anticipating the 2011 Tohoku earthqu
			geology. Geophysical Research Letters. Vol. 39, 201
		(13)	H. Yanagisawa, K Goto, D. Sugawara, K. Kanamaru, N
			earthquake can occur elsewhere along the Japan Tre
			evidence for the 1677 earthquake and tsunami. Jour
			Vol. 121, 2016, pp. 3504-3516.
		(14)	Pilarczyk, J., Y. Sawai, B. Horton, Y. Namegaya, T
			Matsumoto, T. Dura, O. Fujiwara, M. Shishikura. Pa
			and tsunamis along the southern part of the Japan
			Vol. 18, EGU2016-749.
(<u>11</u>)	羽鳥徳太郎. 1975 年ハワイ島(Kalapana)津波と日本沿岸での挙動. 地震 第2輯. 第29巻,	(<u>15</u>)	羽鳥徳太郎. 1975 年ハワイ島(Kalapana)津波と日本沿岸
	1976, pp. 355–363.		1976, pp. 355-363.
(12)	Kuo-Fong Ma, Hiroo Kanamori, Kenji Satake. Mechanism of the 1975 Kalapana, Hawaii,		
	earthquake inferred from tsunami data. Journal of Geophysical Research. Vol.104,		
	<u>Issue B6, 1999, pp. 13153-13167.</u>		
		<u>(16)</u>	産業技術総合研究所. 津波堆積物データベース. 2016,
			<https: gbank.gsj.jp="" tsunami_deposit_db=""></https:> .
		(17)	Jessica E. Pilarczyk, Yuki Sawai, Yuichi Namegaya,
			Dan Matsumoto, Tetsuya Shinozaki, Osamu Fujiwara,
			Tina Dura, Benjamin P. Horton, Andrew C. Parnell,
			source of lokyo earthquakes and Pacific Ocean tsun
		(19)	pp. 790-800. https://doi.org/10.1038/\$41501-021-008
		(18)	<u>産業役</u> 州総百切九別, 産総切: 業系の太平住序で歴史 海総合研究所 2021 2021-00-03
			$\frac{1}{10000000000000000000000000000000000$
(13)	岩手県 岩手県地震・津波シミュレーション 及び被害想定調査に関すろ報告書(概要版) 平成	(19)	出来していた。
(10)	16年11月, 岩手県, 2004, 2006-06-27.	(10)	01.
	<pre><http: houkokusvo.pdf="" tsunami="" vosokuzu="" www2.pref.jwate.jp="" ~hp010801="">.</http:></pre>		<pre></pre>
	, production (production of the second of the s		
(14)	宮城県. 宮城県地震被害想定調査に関する報告書 平成16年3月. 宮城県防災会議地震対策等	(20)	- 宮城県.津波浸水想定の設定公表について.宮城県津波
	專門部会, 2004, 2012-09-10,		2022, 2022-07-25, <https: sosh<="" td="" www.pref.miyagi.jp=""></https:>
	<pre><https: 255197.pdf="" attachment="" uploaded="" www.pref.miyagi.jp="">.</https:></pre>		shinsuisoutei-published1.html>.

lel of the 17th century great Earth and Planetary Science 巨大津波-茨城県における痕跡-. pp. 1-4. 2016-09-05, erc_news/no.39.pdf>. iji Satake, Masanobu Shishikura. ake and tsunami using coastal 2, Vol. 39, L21309. Iwamoto, Y. Takamori. Tsunami ench-Historical and geological nal of Geophysical Research. Shinozaki, K. Tanigawa, D. leoseismic evidence of earthquakes Trench. EGU General Assembly 2016. での挙動. 地震 第2輯. 第29巻, 2016-08-15, Toru Tamura, Koichiro Tanigawa, Masanobu Shishikura, Yumi Shimada, Christopher H. Vane. A further amis. Nat. Geosci. 14, 2021, 12-2 記録にない津波の痕跡を発見. 産業技 1/pr20210903/pr20210903.html> 3月29日. 岩手県, 2022, 2022-07kaigan/1038410/1053312/index.html> 浸水想定の設定に関する検討会, <u>iki/kasen/miyagi-tsunami-</u>

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(15)	福島県. "福島県地震・津波被害想定調査の概要 - 福島県ホームページ". 福島県, 2013,	(21)	福島県.津波防災地域づくりに関する法律に基づく津波
	2013-12-01, <https: 16025b="" jishin-tsunami.html="" sec="" www.pref.fukushima.lg.jp="">.</https:>		2019, 2020-09-02, <https: td="" www.pref.fukushima.lg.<=""></https:>
			<u>shinsuisoutei.html >.</u>
(<u>16</u>)	茨城県. "茨城県津波浸水想定/茨城県" 平成 24 年 8 月. 茨城沿岸津波対策検討委員会,	(<u>22</u>)	茨城県. "茨城県津波浸水想定/茨城県" 平成 24 年 8
	2012, 2016-03-18, <http: 035100.html="" coast="" doboku="" kasen="" www.pref.ibaraki.jp="">.</http:>		2012, 2016-03-18, <http: dobc<="" td="" www.pref.ibaraki.jp=""></http:>
(17)	千葉県. "平成 23 年度東日本大震災千葉県津波調査業務委託報告書(概要版)/千葉県" 平	(23)	千葉県. 「津波防災地域づくりに関する法律」に基づく
	成24年3月.千葉県,2012,2016-03-18,		<u>県, 2018, 2021-03-30, <https: u="" www.pref.chiba.lg.<=""></https:></u>
	<pre><https: bousaik="" h23houkoku.html="" tsunamityosa="" www.pref.chiba.lg.jp="">.</https:></pre>		<u>shinsuisoutei.html>.</u>
		(24)	内閣府. 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討
			<u>2020, 2022-03-22, <https: jishi<="" u="" www.bousai.go.jp=""></https:></u>
		(25)	内閣府. 日本海溝・千島海溝沿いの巨大地震モデル検討
			<u>2022, 2022-03-22, <https: jishi<="" u="" www.bousai.go.jp=""></https:></u>
(<u>18</u>)	土木学会.原子力発電所の津波評価技術 2016 平成 28 年 9 月.土木学会原子力土木委員会津波	(<u>26</u>)	土木学会. 原子力発電所の津波評価技術 2016 平成 28年
	評価小委員会, 2016, 2017-09-06, <http: 84="" ceofnp="" committees.jsce.or.jp="" node="">.</http:>		波評価小委員会, 2016, 2017-09-06, <http: committe<="" td=""></http:>
(<u>19</u>)	Yoko Suwa, Satoshi Miura, Akira Hasegawa, Toshiya Sato, Kenji Tachibana. Interplate	(<u>27</u>)	Yoko Suwa, Satoshi Miura, Akira Hasegawa, Toshiya
	coupling beneath NE Japan inferred from three-dimensional displacement field. Journal		coupling beneath NE Japan inferred from three-dime
	of Geophysical Research. Vol.111, B04402, 2006.		Journal of Geophysical Research. Vol.111, B04402,
(<u>20</u>)	John P. Loveless, Brendan J Meade. Geodetic imaging of plate motions, slip rates, and	(<u>28</u>)	John P. Loveless, Brendan J Meade. Geodetic imagin
	partitioning of deformation in Japan. Journal of Geophysical Research. Vol.115,		and partitioning of deformation in Japan. Journal
	B02410, 2010.		B02410, 2010.
(<u>21</u>)	John P. Loveless, Brendan J Meade. Spatial correlation of interseismic coupling and	(<u>29</u>)	John P. Loveless, Brendan J Meade. Spatial correla
	coseismic rupture extent of the 2011 MW = 9.0 Tohoku-oki earthquake. Geophysical		coseismic rupture extent of the 2011 MW = 9.0 Toho
	Research Letters. Vol.38, L17306, 2011.		Research Letters. Vol.38, L17306, 2011.
(<u>22</u>)	西村卓也. 測地データから推定された環太平洋地域のプレート間カップリング. 地震予知連絡	(<u>30</u>)	西村卓也. 測地データから推定された環太平洋地域のブ
	会会報. 第 89 巻, 12-15, 2013.		会会報. 第 89 巻, 12-15, 2013.
(<u>23</u>)	Satoshi Ide, Annemarie Baltay, Gregory C. Beroza. Shallow dynamic overshoot and	(<u>31</u>)	Satoshi Ide, Annemarie Baltay, Gregory C. Beroza.
	energetic deep rupture in the 2011 Mw 9.0 Tohoku-Oki Earthquake. Science, Vol. 332,		energetic deep rupture in the 2011 Mw 9.0 Tohoku-C
	Issue 6036, 2011, pp.1426-1429.		Issue 6036, 2011, pp.1426-1429.
(<u>24</u>)	Takeshi TSUJI, Yoshihiro ITO, Kiichiro KAWAMURA, Toshiya KANAMATSU, Takafumi KASAYA,	(<u>32</u>)	Takeshi TSUJI, Yoshihiro ITO, Kiichiro KAWAMURA, T
	Masataka KINOSHITA, Toshifumi MATSUOKA, YK11-04E and YK11-06E Shipboard Scientists.		Masataka KINOSHITA, Toshifumi MATSUOKA, YK11-04E a
	Seismogenic faults of the 2011 Great East Japan earthquake : insight from seismic		Seismogenic faults of the 2011 Great East Japan ea
	data and seafloor observations. Proceedings of the International Symposium on		data and seafloor observations. Proceedings of the
	Engineering Lessons Learned from the 2011 Great East Japan Earthquake. 2012, pp.281-		Engineering Lessons Learned from the 2011 Great Ea
	288.		288.
(<u>25</u>)	Takeshi Tsuji, Kiichiro Kawamura, Toshiya Kanamatsu, Takafumi Kasaya, Katsunori	(<u>33</u>)	Takeshi Tsuji, Kiichiro Kawamura, Toshiya Kanamats
	Fujikura, Yoshihiro Ito, Tetsuro Tsuru, Masataka Kinoshita. Extension of continental		Fujikura, Yoshihiro Ito, Tetsuro Tsuru, Masataka K
	crust by anelastic deformation during the 2011 Tohoku-oki earthquake: The role of		crust by anelastic deformation during the 2011 Tok
	extensional faulting in the generation of a great tsunami. Earth and Planetary		extensional faulting in the generation of a great
	Science Letters. vol. 364, 2013, pp. 44-58.		Science Letters. vol. 364, 2013, pp. 44-58.

<u>浸水想定の設定について. 福島県,</u> jp/sec/41045a/tsunami-

月. 茨城沿岸津波対策検討委員会, ku/kasen/coast/035100.html>. <u>津波浸水想定の設定について. 千葉</u> jp/kendosei/tsunami-

<u>|会概要報告 2020 年 4 月.内閣府,</u> n/nihonkaiko_chishima/model/>. |会最終報告 2022 年 3 月.内閣府, n/nihonkaiko_chishima/model/>. E 9 月.土木学会原子力土木委員会津 ees.jsce.or.jp/ceofnp/node/84>. Sato, Kenji Tachibana. Interplate ensional displacement field. 2006.

ng of plate motions, slip rates, of Geophysical Research. Vol.115,

ation of interseismic coupling and oku-oki earthquake. Geophysical

。レート間カップリング. 地震予知連絡

Shallow dynamic overshoot and Oki Earthquake. Science, Vol. 332,

Coshiya KANAMATSU, Takafumi KASAYA, and YK11-06E Shipboard Scientists. arthquake : insight from seismic

e International Symposium on ust Japan Earthquake. 2012, pp.281-

su, Takafumi Kasaya, Katsunori Kinoshita. Extension of continental noku-oki earthquake: The role of tsunami. Earth and Planetary

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(<u>26</u>)	Wataru Tanikawa, Takehiro Hirose, Hideki Mukoyoshi, Osamu Tadai, Weiren Lin. Fluid transport properties in sediments and their role in large slip near the surface of the plate boundary fault in the Japan Trench. Earth and Planetary Science Letters. vol. 382, 2013, pp. 150-160.	(<u>34</u>)	Wataru Tanikawa, Takehiro Hirose, Hideki Mukoyoshi transport properties in sediments and their role i the plate boundary fault in the Japan Trench. Eart vol. 382, 2013, pp. 150-160.
(<u>27</u>)	Kohtaro Ujiie, Hanae Tanaka, Tsubasa Saito, Akito Tsutsumi, James J. Mori, Jun Kameda, Emily E. Brodsky, Frederick M. Chester, Nobuhisa Eguchi, Sean Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Low Coseismic Shear Stress on the Tohoku-Oki Megathrust Determined from Laboratory Experiments. Science. Vol. 342, Issue 6163, 2013, pp. 1211-1214.	(<u>35</u>)	Kohtaro Ujiie, Hanae Tanaka, Tsubasa Saito, Akito Kameda, Emily E. Brodsky, Frederick M. Chester, No Expedition 343 and 343T Scientists. Low Coseismic Megathrust Determined from Laboratory Experiments. 2013, pp.1211-1214.
(<u>28</u>)	J. Casey Moore, Terry A. Plank, Frederick M. Chester, Pratigya J. Polissar, Heather M. Savage. Sediment provenance and controls on slip propagation: Lessons learned from the 2011 Tohoku and other great earthquakes of the subducting northwest Pacific plate. Geosphere, Vol. 11, No. 3, 2015, pp. 533-541.	(<u>36</u>)	J. Casey Moore, Terry A. Plank, Frederick M. Chest M. Savage. Sediment provenance and controls on sli from the 2011 Tohoku and other great earthquakes of plate. Geosphere, Vol.11, No.3, 2015, pp.533-541.
(<u>29</u>)	Frederick M. Chester, Christie Rowe, Kohtaro Ujiie, James Kirkpatrick, Christine Regalla, Francesca Remitti, J. Casey Moore, Virginia Toy, Monica Wolfson-Schwehr, Santanu Bose, Jun Kameda, James J. Mori, Emily E. Brodsky, Nobuhisa Eguchi, Sean Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Structure and Composition of the Plate- Boundary Slip Zone for the 2011 Tohoku-Oki Earthquake. Science, Vol. 342, Issue 6163, 2013, pp. 1208-1211.	(<u>37</u>)	Frederick M. Chester, Christie Rowe, Kohtaro Ujiie Regalla, Francesca Remitti, J. Casey Moore, Virgin Santanu Bose, Jun Kameda, James J. Mori, Emily E. Toczko, Expedition 343 and 343T Scientists. Struct Boundary Slip Zone for the 2011 Tohoku-Oki Earthqu 2013, pp. 1208-1211.
(<u>30</u>)	John P. Loveless, Brendan J. Meade. Kinematic Barrier Constraints on the Magnitudes of Additional Great Earthquakes Off the East Coast of Japan. Seismological Research Letters. vol. 86, no. 1, 2015, pp. 202-209.	(<u>38</u>)	John P. Loveless, Brendan J. Meade. Kinematic Barr of Additional Great Earthquakes Off the East Coast Letters. vol. 86, no. 1, 2015, pp. 202-209.
(<u>31</u>)	地震調査研究推進本部. "三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価(第二版)について(平成23年11月25日)". 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2012, 2012-02-09, < http://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku/ >.	(<u>39</u>)	地震調査研究推進本部. "三陸沖から房総沖にかけての て(平成23年11月25日)". 地震調査研究推進本部 くhttp://www.jishin.go.jp/main/chousa/11nov_sanriku
(<u>32</u>)	Lingling Ye, Thorne Lay, Hiroo Kanamori. The Sanriku-Oki low-seismicity region on the northern margin of the great 2011 Tohoku-Oki earthquake rupture. Journal of Geophysical Research. Vol.117, B02305, 2012.	(<u>40</u>)	Lingling Ye, Thorne Lay, Hiroo Kanamori. The Sanri the northern margin of the great 2011 Tohoku-Oki e Geophysical Research. Vol.117, B02305, 2012.
(<u>33</u>)	Bhaskar Kundu, V. K. Gahalaut, J. K. Catherine. Seamount subduction and rupture characteristics of the March 11, 2011, Tohoku earthquake. Journal of the Geological Society of India. Vol.79, Isuue 3, 2012, pp.245-251.	(<u>41</u>)	Bhaskar Kundu, V. K. Gahalaut, J. K. Catherine. Se characteristics of the March 11, 2011, Tohoku eart Society of India. Vol.79, Isuue 3, 2012, pp.245-25
(<u>34</u>)	Kimihiro Mochizuki, Tomoaki Yamada, Masanao Shinohara, Yoshiko Yamanaka, Toshihiko Kanazawa. Weak Interplate Coupling by Seamounts and Repeating M ~ 7 Earthquakes. Science. Vol.321, Issue 5893, 2008, pp.1194-1197.	(<u>42</u>)	Kimihiro Mochizuki, Tomoaki Yamada, Masanao Shinoh Kanazawa. Weak Interplate Coupling by Seamounts an Science. Vol.321, Issue 5893, 2008, pp.1194-1197.
(<u>35</u>)	望月公廣. 茨城沖におけるアスペリティと地下構造. 地震予知連絡会会報. 第85巻, 12-17, 2011.	(<u>43</u>)	望月公廣. 茨城沖におけるアスペリティと地下構造. 地 2011.
(<u>36</u>)	Yukihiro Nakatani, Kimihiro Mochizuki, Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Ryota Hino, Yoshihiro Ito, Yoshio Murai, Toshinori Sato. Changes in seismicity before and after the 2011 Tohoku earthquake around its southern limit revealed by dense ocean bottom	(<u>44</u>)	Yukihiro Nakatani, Kimihiro Mochizuki, Masanao Shi Hino, Yoshihiro Ito, Yoshio Murai, Toshinori Sato. after the 2011 Tohoku earthquake around its southe

, Osamu Tadai, Weiren Lin. Fluid in large slip near the surface of th and Planetary Science Letters. Tsutsumi, James J. Mori, Jun buhisa Eguchi, Sean Toczko, Shear Stress on the Tohoku-Oki Science. Vol. 342, Issue 6163, ter, Pratigya J. Polissar, Heather ip propagation: Lessons learned of the subducting northwest Pacific e, James Kirkpatrick, Christine nia Toy, Monica Wolfson-Schwehr, Brodsky, Nobuhisa Eguchi, Sean cure and Composition of the Plateake. Science, Vol.342, Issue 6163, rier Constraints on the Magnitudes of Japan. Seismological Research 地震活動の長期評価(第二版)につい 地震調査委員会, 2012, 2012-02-09, ı/>. iku-Oki low-seismicity region on earthquake rupture. Journal of amount subduction and rupture hquake. Journal of the Geological 51. nara, Yoshiko Yamanaka, Toshihiko nd Repeating M \sim 7 Earthquakes. 震予知連絡会会報. 第85卷, 12-17, nohara, Tomoaki Yamada, Ryota Changes in seismicity before and ern limit revealed by dense ocean

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(<u>37</u>)	seismic array data. Geophysical Research Letters. Vol. 42, 2015, pp. 1384-1389. 海洋研究開発機構. "東北地方太平洋沖地震, 震源域南限の地下構造". 地震津波海域観測研究 開発センター, 2011, 2014-04-11, (http://www.jamstec.go.jp/donet/j/topics/201103tohoku 2/jndex.html)	(<u>45</u>)	bottom seismic array data. Geophysical Research Let 海洋研究開発機構. "東北地方太平洋沖地震,震源域南限 開発センター, 2011, 2014-04-11, (http://www.jamstec.go.jp/donet/j/topics/201103tobc
(<u>38</u>)	Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Kazuo Nakahigashi, Shin' ichi Sakai, Kimihiro Mochizuki, Kenji Uehira, Yoshihiro Ito, Ryusuke Azuma, Yuka Kaiho, Tetsuo No, Hajime Shiobara, Ryota Hino, Yoshio Murai, Hiroshi Yakiwara, Toshinori Sato, Yuya Machida, Takashi Shinbo, Takehi Isse, Hiroki Miyamachi, Koichiro Obana, Narumi Takahashi, Shuichi Kodaira, Yoshiyuki Kaneda, Kenji Hirata, Sumio Yoshikawa, Kazushige Obara, Takaya Iwasaki, Naoshi Hirata. Aftershock observation of the 2011 off the Pacific coast of Tohoku Earthquake by using ocean bottom seismometer network. Earth Planets	(<u>46</u>)	Masanao Shinohara, Tomoaki Yamada, Kazuo Nakahigash Mochizuki, Kenji Uehira, Yoshihiro Ito, Ryusuke Azu Shiobara, Ryota Hino, Yoshio Murai, Hiroshi Yakiwar Takashi Shinbo, Takehi Isse, Hiroki Miyamachi, Koic Shuichi Kodaira, Yoshiyuki Kaneda, Kenji Hirata, Su Takaya Iwasaki, Naoshi Hirata. Aftershock observati coast of Tohoku Earthquake by using ocean bottom se
	Space. Vol. 63, 2011, pp. 835-840.		Space. Vol. 63, 2011, pp. 835-840.
(<u>39</u>)	Akira Hasegawa, Keisuke Yoshida, Youichi Asano, Tomomi Okada, Takeshi Iinuma, Yoshihiro Ito. Change in stress field after the 2011 great Tohoku-Oki earthquake.	(<u>47</u>)	Akira Hasegawa, Keisuke Yoshida, Youichi Asano, Tom Yoshihiro Ito. Change in stress field after the 201
(<u>40</u>)	Earth and Planetary Science Letters. vol. 355-356, 2012, pp. 231-243. 佐竹健治. 第 197 回地震予知連絡会重点検討課題「世界の巨大地震・津波」概要. 地震予知連	(<u>48</u>)	Earth and Planetary Science Letters. vol. 355-356, 2 佐竹健治. 第197回地震予知連絡会重点検討課題「世界の
(<u>41</u>)	裕云云報, 第 89 巻, 12-0, 2013, pp. 414-410. 谷岡勇市郎. アラスカ・アリューシャン・カムチャッカ沈む込み帯の巨大地震について. 地震 予知連絡会会報, 第 89 巻, 12-9, 2013, pp. 425-428.	(<u>49</u>)	裕云云報. 弟 89 巻, 12-6, 2013, pp. 414-416. 谷岡勇市郎. アラスカ・アリューシャン・カムチャッカ 予知連絡会会報. 第 89 巻, 12-9, 2013, pp. 425-428.
(<u>42</u>)	 宍倉正展. 1960 年チリ地震(Mw9.5)の履歴と余効変動. 地震予知連絡会会報. 第 89 巻, 12-7, 2013, pp. 417-420. 	(<u>50</u>)	宍倉正展. 1960 年チリ地震(Mw9.5)の履歴と余効変動. 地2013, pp. 417-420.
(<u>43</u>)	Ian Shennan. Recurrent Holocene Paleoseismicity and Associated Land/sea-level Changes in South Central Alaska. Department of Geography, University of Durham, 2007, 39p.	(<u>51</u>)	Ian Shennan. Recurrent Holocene Paleoseismicity and Changes in South Central Alaska. Department of Geog 2007, 39p.
(<u>44</u>)	Kusala Rajendran. On the recurrence of great subduction zone earthquakes. Current Science. Vol.104, No.7, 2013, pp.880-892.	(<u>52</u>)	Kusala Rajendran. On the recurrence of great subduc Science. Vol.104, No.7, 2013, pp.880-892.
(<u>45</u>)	杉野英治, 岩渕洋子, 橋本紀彦, 松末和之, 蛯澤勝三, 亀田弘行, 今村文彦. プレート間地震 による津波の特性化波源モデルの提案. 日本地震工学会論文集. 第 14 巻, 第 5 号, 2014.	(<u>53</u>)	杉野英治,岩渕洋子,橋本紀彦,松末和之,蛯澤勝三, による津波の特性化波源モデルの提案.日本地震工学会話
(<u>46</u>)	内閣府. 南海トラフの巨大地震による震度分布・津波高について(第一次報告)平成24年3月 31日巻末資料. 南海トラフの巨大地震モデル検討会, 2012, 2017-03-30, (http://www.bousai.go.ip/jishin/nankai/model/pdf/kanmatsu.shirvou.pdf)	(<u>54</u>)	内閣府. 南海トラフの巨大地震による震度分布・津波高い 月 31 日巻末資料. 南海トラフの巨大地震モデル検討会, (http://www.bousai.go.in/jishin/nankai/model/ndf/ka
(<u>47</u>)	Satoko Murotani, Kenji Satake, Yushiro Fujii. Scaling relations of seismic moment, rupture area, average slip, and asperity size for M~9 subduction-zone earthquakes. Geophysical Research Letters. Vol. 40, 2013, pp. 5070-5074.	(<u>55</u>)	Satoko Murotani, Kenji Satake, Yushiro Fujii. Scali rupture area, average slip, and asperity size for M Geophysical Research Letters. Vol. 40, 2013, pp. 5070
(<u>48</u>)	相田勇. 三陸沖の古い津波のシミュレーション. 東京大学地震研究所彙報. Vol.52, 1977, pp.71-101.	(<u>56</u>)	相田勇. 三陸沖の古い津波のシミュレーション. 東京大学 pp. 71-101.
(<u>49</u>)	Naoki Uchida, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa, Toru Matsuzawa. What controls interplate coupling?: Evidence for abrupt change in coupling across a border between two overlying plates in the NE Japan subduction zone. Earth and Planetary Science	(<u>57</u>)	Naoki Uchida, Junichi Nakajima, Akira Hasegawa, Tor interplate coupling?: Evidence for abrupt change in two overlying plates in the NE Japan subduction zon

ters. Vol. 42, 2015, pp. 1384-1389. の地下構造". 地震津波海域観測研究 oku_2/index.html>. hi, Shin'ichi Sakai, Kimihiro uma, Yuka Kaiho, Tetsuo No, Hajime ra, Toshinori Sato, Yuya Machida, chiro Obana, Narumi Takahashi, umio Yoshikawa, Kazushige Obara, on of the 2011 off the Pacific eismometer network. Earth Planets nomi Okada, Takeshi Iinuma, 11 great Tohoku-Oki earthquake. 2012, pp. 231-243. の巨大地震・津波」概要. 地震予知連 沈む込み帯の巨大地震について. 地震 也震予知連絡会会報. 第89卷, 12-7, Associated Land/sea-level graphy, University of Durham, ction zone earthquakes. Current 亀田弘行,今村文彦.プレート間地震 論文集. 第 14 巻, 第 5 号, 2014. について(第一次報告)平成24年3 2012, 2017-03-30, anmatsu_shiryou.pdf>. ng relations of seismic moment, $\widetilde{1^{9}}$ subduction-zone earthquakes.)-5074. 学地震研究所彙報. Vol.52, 1977, ru Matsuzawa. What controls coupling across a border between ne. Earth and Planetary Science

Letters. vol. 283, 2009, pp. 111-121.	etters. vol.283, 2009, pp.111-121. 也震調査研究推進本部. 日本海溝沿いの地震活動の長期詞
	也震調査研究推進本部.日本海溝沿いの地震活動の長期言
	<u> 送員会, 2019, 2019-02-26,</u>
	https://www.jishin.go.jp/main/chousa/kaikou_pdf/ja
(<u>50</u>) José A.Álvarez-Gómez, Omar Q.Gutiérrez Gutiérrez, ÍñigoAniel-Quiroga, M.González. (<u>59</u>) Jo	osé A.Álvarez-Gómez, Omar Q.Gutiérrez Gutiérrez, Í
Tsunamigenic potential of outer-rise normal faults at the Middle America trench in Ts	sunamigenic potential of outer-rise normal faults
Central America. Tectonophysics. Vol. 574-575, 2012, pp. 133-143.	entral America. Tectonophysics. Vol.574-575, 2012,
(51) 土木学会.確率論的津波ハザード解析の方法 平成23年9月.原子力土木委員会津波評価部会, (60) 土	二木学会. 確率論的津波ハザード解析の方法 平成23年9
2011, 2011-09-19, <http: 39="" ceofnp="" committees.jsce.or.jp="" node="">. 会</http:>	≷, 2011, 2011-09-19, <http: committees.jsce.or.jp<="" td=""></http:>
<u>(61) K.</u>	. Obana, G. Fujie, Y. Yamamoto, Y. Kaiho, Y. Nakam
<u>Se</u>	eismicity around the trench axis and outer-rise re
<u>Tr</u>	rench, south of the main rupture area of the 2011
<u>J.</u>	. Int., Vol.226, Issue 1, 2021, pp.131-145, https:
<u>(62) T.</u>	. Baba, N. Chikasada, Y. Nakamura, G. Fujie, K. Ob
ir	nvestigations of outer-rise tsunami characteristic
al	long the Japan Trench. J. Geophys. Res., Solid Ear
<u>e2</u>	2020JB020060. https://doi.org/10.1029/2020JB020060
(52) 阿部勝征. 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の予測. 東京大学地震研究所彙報. (63) 阿	可部勝征. 地震と津波のマグニチュードに基づく津波高の
Vol. 64, 1989, pp. 51-69.	ol. 64, 1989, pp. 51-69.
(53) 防災科学技術研究所.5万分の1地すべり地形分布図 第18集 「白河・水戸」図集.防災科 (64) 防	5災科学技術研究所.5万分の1地すべり地形分布図 第
学技術研究所研究資料. 第 247 号, 2004. 学	≤技術研究所研究資料.第 247 号,2004.
(54) 徳山英一,本座栄一,木村政昭,倉本真一,芦寿一郎,岡村行信,荒戸裕之,伊藤康人,徐垣, (65) 徳	。 山英一,本座栄一,木村政昭,倉本真一,芦寿一郎,F
日野亮太,野原壯,阿部寛信,坂井眞一,向山建二郎.日本周辺海域の中新世最末期以降の構垣	9. 日野亮太,野原壯,阿部寛信,坂井眞一,向山建二郎
造発達史.海洋調査技術. 第13巻, 第1号, 2001, pp.27-53.)構造発達史.海洋調査技術. 第13巻, 第1号, 2001,
(55) 産業技術総合研究所. 東日本沖太平洋海域(GH762). 高分解能音波探査断面データベース (66) 産	£業技術総合研究所. 東日本沖太平洋海域(GH762). 高
(3.5kHz SBP). 2015-05-01, <https: 762.html="" gbank.gsj.jp="" gh762html="" pages="" sbp_db="">. (3</https:>	3.5kHz SBP). 2015-05-01, <https: gbank.gsj.jp="" sbp<="" td=""></https:>
(56) 池原研, 佐藤幹夫, 山本博文. 高分解能音波探査記録からみた隠岐トラフの堆積作用. 地質学 (67) 池	2.原研,佐藤幹夫,山本博文. 高分解能音波探査記録から
	崔誌. Vol.96, No.1, 1990, pp.37-49.
(57) J. G. Moore, D. A. Clague, R. T. Holcomb, P. W. Lipman, W. R. Normark, M. E. (68) J.	. G. Moore, D. A. Clague, R. T. Holcomb, P. W. Lip
Torresan. Prodigious submarine landslides on the Hawaiian Ridge. Journal of To	orresan. Prodigious submarine landslides on the Ha
Geophisical Research. Vol. 94, 1989, pp. 17465-17484. G€	eophisical Research. Vol.94, 1989, pp.17465-17484.
(58) G. A. Papadopoulos, S. Kortekaas. Characteristics of Landslide Generated Tsunamis (69) G.	. A. Papadopoulos, S. Kortekaas. Characteristics o
from Observational Data. Submarine Mass Movements and Their Consequences. Advances in fr	rom Observational Data. Submarine Mass Movements a
Natural and Technological Hazards Research, vol. 19, 2003, pp. 367-374.	n Natural and Technological Hazards Research, vol.
	可部なつ江,平野直人.新しい種類の火山活動プチスポ、
卷, 第 2 号, 2007, p. 1.	9卷,第2号,2007,p.1.
(60) 平野直人.北西太平洋の複数回の火山イベントー白亜紀から現在までー.日本鉱物科学会 2007 (71) 平	
年度年会,セッション ID:62-04, 2007. 20	007 年度年会,セッション ID:G2-04,2007.
(<u>61</u>) Boris W. Levin, Mikhail A. Nosov. The Physics of Tsunami Formation by Sources of (72) Bo	oris W. Levin, Mikhail A. Nosov. The Physics of Ts

平価. 地震調査研究推進本部地震調査 apan_trench.pdf>. nigoAniel-Quiroga, M.González. at the Middle America trench in pp. 133-143. 月. 原子力土木委員会津波評価部 o/ceofnp/node/39>. nura, S. Miura, S. Kodaira. gion of the southern Japan Tohoku-oki earthquake. Geophys, //doi.org/10.1093/gji/ggab093. oana, S. Miura, S. Kodaira. Deep es using well-mapped normal faults rth, Vol.125, Issue 10, 2020, の予測. 東京大学地震研究所彙報. 第18集 「白河・水戸」図集. 防災科 岡村行信, 荒戸裕之, 伊藤康人, 徐 郎. 日本周辺海域の中新世最末期以降 pp. 27–53. 分解能音波探査断面データベース _db/GH762HTML/pages/762.html>. らみた隠岐トラフの堆積作用. 地質学 oman, W. R. Normark, M. E. awaiian Ridge. Journal of of Landslide Generated Tsunamis and Their Consequences. Advances 19, 2003, pp. 367-374. ットを発見.海と地球の情報誌.第 から現在まで-. 日本鉱物科学会 sunami Formation by Sources of

	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
	Nonseismic Origin. In: Physics of Tsunamis. Springer, 2009, pp.153-195.		Nonseismic Origin. In: Physics of Tsunamis. Springer, 2009, pp.153-195.
(<u>62</u>)	Yushiro Fujii, Kenji Satake. Tsunami Source of the 2004 Sumatra-Andaman Earthquake	(<u>73</u>)	Yushiro Fujii, Kenji Satake. Tsunami Source of the 2004 Sumatra-Andaman Earthquake
	Inferred from Tide Gauge and Satellite Data. Bulletin of the Seismological Society of		Inferred from Tide Gauge and Satellite Data. Bulletin of the Seismological Society
	America. Vol.97, No.1A, 2007, pp.S192-S207.		of America. Vol.97, No.1A, 2007, pp.S192-S207.
(<u>63</u>)	Kenji Satake, Yushiro Fujii, Tomoya Harada, Yuichi Namegaya. Time and Space	(<u>74</u>)	Kenji Satake, Yushiro Fujii, Tomoya Harada, Yuichi Namegaya. Time and Space
	Distribution of Coseismic Slip of the 2011 TohokuEarthquake as Inferred from Tsunami		Distribution of Coseismic Slip of the 2011 TohokuEarthquake as Inferred from Tsunami
	Waveform Data. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.103, No.2B,		Waveform Data. Bulletin of the Seismological Society of America. Vol.103, No.2B,
	2013, pp. 1473–1492.		2013, pp. 1473–1492.
(<u>64</u>)	内閣府. 南海トラフの巨大地震モデル検討会(第二次報告)津波断層モデル編-津波断層モデ	(<u>75</u>)	内閣府. 南海トラフの巨大地震モデル検討会(第二次報告)津波断層モデル編-津波断層モデ
	ルと津波高・浸水域等について-平成24年8月29日. 南海トラフの巨大地震モデル検討会,		ルと津波高・浸水域等について-平成24年8月29日. 南海トラフの巨大地震モデル検討会,
	2012, 2017-03-30,		2012, 2017-03-30,
	<pre><http: 20120829_2nd_report01.pdf="" jishin="" model="" nankai="" pdf="" www.bousai.go.jp="">.</http:></pre>		<http: 20120829_2nd_report01.pdf="" jishin="" model="" nankai="" pdf="" www.bousai.go.jp="">.</http:>
(<u>65</u>)	地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について. 地震調査	(<u>76</u>)	地震調査研究推進本部. 宮城県沖地震を想定した強震動評価(一部修正版)について. 地震調査
	研究推進本部地震調査委員会, 2005, 2005-12-14,		研究推進本部地震調査委員会, 2005, 2005-12-14,
	<http: 05dec_miyagi="" index.htm="" kyoshindo="" main="" www.jishin.go.jp="">.</http:>		<http: 05dec_miyagi="" index.htm="" kyoshindo="" main="" www.jishin.go.jp="">.</http:>
(<u>66</u>)	地震調査研究推進本部. 震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)(平成 21 年	(<u>77</u>)	地震調査研究推進本部.震源断層を特定した地震の強震動予測手法(「レシピ」)(平成 21
	12月21日改訂). 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2009, 2010-12-28,		年 12 月 21 日改訂). 地震調査研究推進本部地震調査委員会, 2009, 2010-12-28,
	<http: 09_yosokuchizu="" chousa="" g_furoku3.pdf="" main="" www.jishin.go.jp="">.</http:>		<http: 09_yosokuchizu="" chousa="" g_furoku3.pdf="" main="" www.jishin.go.jp="">.</http:>
(<u>67</u>)	L. Mansinha, D. E. Smylie. The displacement fields of inclined faults. Bulletin of	(<u>78</u>)	L. Mansinha, D. E. Smylie. The displacement fields of inclined faults. Bulletin of
	the Seismological Society of America. Vol.61, No5, 1971, pp.1433-1440.		the Seismological Society of America. Vol.61, No5, 1971, pp.1433-1440.
(<u>68</u>)	長谷川賢一,鈴木考夫,稲垣和男,首藤伸夫.津波の数値実験における格子間隔と時間積分間	(<u>79</u>)	長谷川賢一,鈴木考夫,稲垣和男,首藤伸夫.津波の数値実験における格子間隔と時間積分間
	隔に関する研究.土木学会集.第 381 号/Ⅱ-7,1987,pp.111-120.		隔に関する研究.土木学会集.第 381 号/Ⅱ-7,1987,pp. 111-120.
(<u>69</u>)	後藤智明,小川由信. Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法. 東北大学土木工学科資料.	(<u>80</u>)	後藤智明,小川由信. Leap-frog 法を用いた津波の数値計算法. 東北大学土木工学科資料.
	1982, 52p.		1982, 52p.
(<u>70</u>)	小谷美佐, 今村文彦, 首籐伸夫. GIS を利用した津波遡上計算と被害推定法. 海岸工学論文集.	(<u>81</u>)	小谷美佐,今村文彦,首籐伸夫.GIS を利用した津波遡上計算と被害推定法.海岸工学論文
	V01.45, 1998, pp. 356-360.		集. V01.45, 1998, pp.356-360.
(<u>71</u>)	本間仁. 低溢流堰堤の流量係数. 土木学会誌. 第 26 巻, 第 6 号, pp. 635-645, 第 9 号, 1940,	(<u>82</u>)	本間仁. 低溢流堰堤の流量係数. 土木学会誌. 第26巻, 第6号, pp.635-645, 第9号, 1940,
	pp. 849-862.		pp. 849-862.
(<u>72</u>)	チリ津波合同調査班. 1960年5月24日チリ地震津波に関する論文及び報告. 東京大学地震研	(<u>83</u>)	チリ津波合同調査班. 1960年5月24日チリ地震津波に関する論文及び報告. 東京大学地震研
	究所, 1961, 397p.		究所, 1961, 397p.
変更前(2021.12.2付補正)

第7.2.1表(省略)

第7.2.1表(変更なし)

第7.3.1表 1960年チリ地震の津波波源 (再現解析:計算条件及び計算領域)

項目	条件	備考
計算領域	太平洋全域 (北緯63度から南緯60度、東経120度から西経70度)	
メッシュ構成	5分間隔格子	
基礎方程式	コリオリカを考慮した線形Boussinesq理論	
初期変位量	Mansinha and Smylie(1971) ⁽⁶⁷⁾ の方法	立ち上がり時間30秒
境界条件	沖側:自由透過陸側:完全反射	
海底摩擦係数	考慮していない	
水平渦動粘性係数	考慮していない	
計算時間間隔	△ t = 10秒	C.F.L.条件を満たすように設定
計算時間	津波発生後32時間	十分な計算時間となるように設定

第7.3.2表 東北地方太平洋沖型の津波波源

(再現解析:計算条件)

項目	条件	備考
計算領域	北海道から千葉房総付近までの太平洋 (南北約1300km、東西約1200km)	
メッシュ構成	沖合1350m→450m→150m→沿岸50m	長谷川ほか(1987)(68)
基礎方程式	非線形長波理論	後藤・小川(1982) ⁽⁶⁹⁾ の方法
計算スキーム	スタッガード格子、リープ・フロッグ法	後藤・小川(1982) <u>⁽⁶⁹⁾の方法</u>
初期変位量	Mansinha and Smylie(1971) <u>⁽⁶⁷⁾</u> の方法	立ち上がり時間30秒
境界条件	沖側:後藤・小川(1982) ⁽⁶⁹⁾ の自由透過の条件 陸側:計算格子間隔50m領域は小谷ほか (1998) ⁽⁷⁰⁾ の陸上遡上境界条件、それ以外は完 全反射条件	
越流条件	防波堤:本間公式(1940) ⁽⁷¹⁾ 護岸:相田公式(1977) ⁽⁴⁸⁾	
海底摩擦係数	マニングの粗度係数(n = 0.03 m ^{-1/3} s)	
水平渦動粘性係数	考慮していない(Kh = 0)	
計算時間間隔	⊿t = 0.5秒	C.F.L.条件を満たすように設定
計算時間	津波発生後240分間	十分な計算時間となるように設定
潮位条件	T.P0.4 m	地震発生時の潮位

第7.3.1表 1960年チリ地震の津波波源 (再現解析:計算条件及び計算領域)

項目	条件	備考
計算領域	太平洋全域 (北緯63度から南緯60度、東経120度から西経70度)	
メッシュ構成	5分間隔格子	
基礎方程式	コリオリ力を考慮した線形Boussinesq理論	
初期変位量	Mansinha and Smylie(1971)⁽⁷⁸⁾の 方法	立ち上がり時間30秒
境界条件	沖側:自由透過陸側:完全反射	
海底摩擦係数	考慮していない	
水平渦動粘性係数	考慮していない	
計算時間間隔	ightarrowt = 10秒	C.F.L.条件を満たすように設定
計算時間	津波発生後32時間	十分な計算時間となるように設定

変更後

第7.3.2表 東北地方太平洋沖型の津波波源

(再現解析:計算条件)

項目	条件	備考
計算領域	北海道から千葉房総付近までの太平洋 (南北約1300km、東西約1200km)	
メッシュ構成	沖合1350m→450m→150m→沿岸50m	長谷川ほか(1987) ⁻⁽⁷⁹⁾
基礎方程式	非線形長波理論	後藤・小川(1982) <u>⁽⁸⁰⁾</u> の方法
計算スキーム	スタッガード格子、リープ・フロッグ法	後藤・小川(1982) <u>⁽⁸⁰⁾</u> の方法
初期変位量	Mansinha and Smylie(1971 <u>)⁽⁷⁸⁾</u> の方法	立ち上がり時間30秒
境界条件	沖側:後藤・小川(1982) ⁻⁽⁸⁰⁾ の自由透過の条件 陸側:計算格子間隔50m領域は小谷ほか (1998) ⁻⁽⁸¹⁾ の陸上遡上境界条件、それ以外は完 全反射条件	
越流条件	防波堤:本間公式(1940) ⁽⁸²⁾ 護岸:相田公式(1977) ⁽⁵⁶⁾	
海底摩擦係数	マニングの粗度係数(n = 0.03 m ^{-1/3} s)	
水平渦動粘性係数	考慮していない(Kh = 0)	
計算時間間隔		C. F. L. 条件を満たすように設定
計算時間	津波発生後240分間	十分な計算時間となるように設定
潮位条件	T.P0.4 m	地震発生時の潮位

変更前(2021.12.2付補正)

第7.3.3表 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源

(津波予測解析:計算条件)

項目	条件	備考
計算領域	北海道から千葉房総付近までの太平洋 (南北約1300km、東西約800km)	
メッシュ構成	沖合4320m→2160m→720m→沿岸域240m→敷地周 辺80m→40m→20m→10m→5m	長谷川ほか(1987) <u>⁽⁶⁸⁾</u>
基礎方程式	非線形長波理論	後藤・小川(1982) ⁽⁶⁹⁾ の方法
計算スキーム	スタッガード格子、リープ・フロッグ法	後藤・小川(1982) ⁽⁶⁹⁾ の方法
初期変位量	Mansinha and Smylie(1971) <u>⁽⁶⁷⁾の</u> 方法	立ち上がり時間30秒
境界条件	沖側:後藤・小川(1982) ⁽⁶⁹⁾ の自由透過の条件 陸側:敷地周辺(計算格子間隔80m~5m)の領域は 小谷ほか(1998) ⁽⁷⁰⁾ の陸上遡上境界条件それ以外 は完全反射条件	
越流条件	防波堤:本間公式(1940) ⁽⁷¹⁾ 護岸:相田公式(1977) ⁽⁴⁸⁾	
防潮堤	鉛直無限壁	
海底摩擦係数	マニングの粗度係数(n = 0.03 m ^{-1/3} s)	
水平渦動粘性係数	考慮していない(Kh = 0)	
計算時間間隔	△ t = 0.05秒	C.F.L.条件を満たすように設定
計算時間	津波発生後240分間	十分な計算時間となるように設定
潮位条件	朔望平均満潮位:T.P.+0.7 m (茨城県(2012) ⁽¹⁰⁾ により設定) 敷地の地盤変動量:0.18 m	

津波高さ=潮位+水位変動量+2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量+津波予測解析による地殻変動量

第7.3.3表 茨城県沖から房総沖に想定する津波波源 (津波予測解析:計算条件)

項目 条件 北海道から千葉房総付近までの太平洋 計算領域 (南北約1300km、東西約800km) 沖合4320m→2160m→720m→沿岸域240m→敷地周 メッシュ構成 辺80m→40m→20m→10m→5m 基礎方程式 非線形長波理論 計算スキーム スタッガード格子、リープ・フロッグ法 初期変位量 Mansinha and Smylie(1971)(78)の方法 沖側:後藤・小川(1982)⁽⁸⁰⁾の自由透過の条件 陸側:敷地周辺(計算格子間隔80m~5m)の領域は 境界条件 小谷ほか(1998) (81)の陸上遡上境界条件それ以外 は完全反射条件 防波堤:本間公式(1940)(82) 越流条件 護岸:相田公式(1977).66) 防潮堤 鉛直無限壁 海底摩擦係数 マニングの粗度係数 $(n = 0.03 \text{ m}^{-1/3} \text{s})$ 水平渦動粘性係数 考慮していない(Kh = 0) 計算時間間隔 ⊿t = 0.05秒 計算時間 津波発生後240分間 朔望平均満潮位:T.P.+0.7 m 潮位条件 (茨城県(2012)⁽²²⁾により設定) 敷地の地盤変動量:0.18 m

津波高さ=潮位+水位変動量+2011年東北地方太平洋沖地震による地殻変動量+津波予測解析による地殻変動量

変更後

備考
長谷川ほか(1987) ⁽⁷⁹⁾
後藤・小川(1982) <u>⁽⁸⁰⁾</u> の方法
後藤・小川(1982) <u>⁽⁸⁰⁾</u> の方法
立ち上がり時間30秒
C.F.L.条件を満たすように設定
十分な計算時間となるように設定













標準偏差 <i>ĸ</i>
1.42



変更後







第7.6.1 図(省略)

変更前(2021.12.2付補正)

第7.6.1図(変更なし)





調査地域を示した地図、左:赤丸で示した場所が対象地域、右:調査地域の詳細、 デブリの分布によって推定された2011年の浸水範囲は赤で示されており、津波によ って運搬された砂質堆積物は黄色で示している、2010年までに行っていた過去の津 波堆積物に関する調査は、緑色および赤色の丸で示されている、赤い丸で示し た場所で、過去の津波堆積物と考えられる砂層が見つかった。 澤井(2012)⁽¹¹⁾を加工





茨城県沖から房総沖に想定する津波波源

延宝房総沖地震津波の 千葉県沿岸~福島県沿岸での 痕跡高調査(竹内他(2007)⁽⁷⁾に加筆)

1 1 **A-**A-8 A-9 A-10 A-1 A-13





Yanagisawa et al.(2016)⁽¹³⁾の 痕跡データ(銚子市)

第7.6.2図 地質学的証拠及び歴史記録等による確認 (津波堆積物との比較)

日立市十王町の最大浸水深分布(A-3)

:津波堆積物調査に基づき確認された痕跡高。それ以外の地点については古文書に よる被害記録等により推定された津波漫水高 (竹内他(2007)⁽⁷⁾, Yanagisawa et al.(2016)⁽¹³⁾に基づく)

1	基準	A-8	南へ70km移動
2	南へ10km移動	A-9	南へ80km移動
-3	南へ20km移動	A-10	南へ90km移動
-4	南へ30km称點	A-11	₩~100km移動
-5	例へ40km移動	A-12	南へ110km移動
-6	南へ50km移動	A-13	南へ120km移動
-7	南へ60km移動	-	-

1677 年延宝房総沖地震津波の痕跡高と津波高さの比較



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類6(8.火山)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
8. 火山	8. 火山
8.1 検討の基本方針	8.1 検討の基本方針
自然現象に対する設計上の考慮として、想定される自然現象が発生した場合においても安全機能	自然現象に対する設計上の考慮として、想定される自然現象が発生した場合においても安全機能
を損なわないことを確認するため、 <u>試験研究炉</u> の運用期間における火山影響評価を実施する。	を損なわないことを確認するため、 <u>原子炉施設</u> の運用期間における火山影響評価を実施する。
初めに立地評価として施設に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、抽出された火山を対象に設計	初めに立地評価として施設に影響を及ぼし得る火山の抽出を行い、抽出された火山を対象に設計
対応不可能な火山事象が <u>試験研究炉</u> の運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価を行う。次に	対応不可能な火山事象が <u>原子炉施設</u> の運用期間中に影響を及ぼす可能性について評価を行う。次に
影響評価として、 <u>試験研究炉</u> の安全性に影響を与える可能性のある火山事象について評価を行う。	影響評価として、 <u>原子炉施設</u> の安全性に影響を与える可能性のある火山事象について評価を行う。
 8.2 施設に影響を及ぼし得る火山の抽出 8.2.1 地理的領域内の第四紀火山	 8.2 施設に影響を及ぼし得る火山の抽出 8.2.1 地理的領域内の第四紀火山
敷地の地理的領域(半径160kmの範囲)に対して、「日本の火山(第3版)」(中野他(2013) ⁽¹⁾)、「第四紀火山岩体・貫入岩体データベース Ver.1.00」西来他(2016)⁽²⁾)、「海域火山デー	敷地の地理的領域(半径160kmの範囲)に対して、「日本の火山(第3版)」(中野他(2013) ⁽¹⁾)、「第四紀火山岩体・貫入岩体データベース Ver.1.00」(西来他(2016)⁽²⁾)、「海域火山ラ
タベース」(海上保安庁海洋情報部(2013) ⁽³⁾)、「日本活火山総覧(第4版)」(気象庁編(2013) ⁽⁴⁾)及び「日本の第四紀火山カタログ」(第四紀火山カタログ委員会編(1999)⁽⁵⁾)を参照して	ータベース」(海上保安庁海洋情報部(2013) ⁽³⁾)、「日本活火山総覧(第4版)」(気象庁編(2013) ⁽⁴⁾)及び「日本の第四紀火山カタログ」(第四紀火山カタログ委員会編(1999)⁽⁵⁾)を参照して
<u>30</u> の第四紀火山(第8.2.1 図)を抽出した。	<u>31</u> の第四紀火山(第8.2.1 図)を抽出した。
8.2.2 完新世に活動を行った火山	8.2.2 完新世に活動を行った火山
第四紀火山のうち完新世に活動を行った火山は、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、	第四紀火山のうち完新世に活動を行った火山は、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、日光
<u>日光白根山</u> 、赤城山、燧ヶ岳、安達太良山、磐梯山、榛名山及び沼沢であり、これらの10	白根火山群、赤城山、燧ヶ岳、安達太良山、磐梯山、榛名山及び沼沢であり、これらの10火
火山を完新世に活動を行った火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活	山を完新世に活動を行った火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活動から
動からの経過期間等を第8.2.1 表に示す。	の経過期間等を第8.2.1 表に示す。
8.2.2.1~8.2.2.3	8.2.2.1~8.2.2.3
(省略)	(変更なし)
 8.2.2.4 <u>日光白根山</u>は、栃木県・群馬県境に位置する第四紀火山であり、溶岩流、小型楯状火山及び溶岩ドームで構成される。敷地からの距離は約120kmである。活動年代は約2万年前以降で、最新噴火は1890年とされている(西来他(2016)⁽²⁾)。<u>日光白根山</u>の活動履歴の評価に当たっては奥野他(1993)⁽²⁰⁾、佐々木他(1993)⁽²¹⁾、鈴木他(1994)⁽¹⁷⁾、高橋他(1995)⁽²²⁾、第四紀火山カタログ委員会編(1999)⁽⁵⁾、中野他(2013)⁽¹⁾、気象庁編(2013)⁽⁴⁾及び産業技術総合研究所地質調査総合センター編(2014)⁽¹⁵⁾を参照した。 <u>日光白根山</u>の活動は新期と古期に区分され、約2万年前以降~1890年に活動したとされる(奥野他(1993)⁽²⁰⁾等)。また、確認されている有史時代以降の活動は、全て水蒸気噴火であるとされる(佐々木他(1993)⁽²¹⁾)。 完新世に活動を行った火山であり、施設に影響を及ぼし得る火山として抽出した。 	 8.2.2.4 日光白根火山群 日光白根火山群は、栃木県・群馬県境に位置する第四紀火山であり、溶岩流、小型 楯状火山及び溶岩ドームで構成される。敷地からの距離は約120kmである。活動年代 は約2万年前以降で、最新噴火は1890年とされている(西来他(2016)⁽²⁾)。日光白 根火山群の活動履歴の評価に当たっては奥野他(1993)⁽²⁰⁾、佐々木他(1993)⁽²¹⁾、新 木他(1994)⁽¹⁷⁾、高橋他(1995)⁽²²⁾、第四紀火山カタログ委員会編(1999)⁽⁵⁾、中野 他(2013)⁽¹⁾、気象庁編(2013)⁽⁴⁾及び産業技術総合研究所地質調査総合センター編 (2014)⁽¹⁵⁾を参照した。 日光白根火山群の活動は新期と古期に区分され、約2万年前以降~1890年に活動 したとされる(奥野他(1993)⁽²⁰⁾等)。また、確認されている有史時代以降の活動は 全て水蒸気噴火であるとされる(佐々木他(1993)⁽²¹⁾)。 完新世に活動を行った火山であり、施設に影響を及ぼし得る火山として抽出した。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後 8.2.2.5~8.2.2.10	
8. 2. 2. 5~8. 2. 2. 10		
(省略)	(変更なし)	
8.2.3 完新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山活動可能性が否定できない火山 完新世に活動を行っていない 20 の火山のうち、最後の活動終了からの期間が、全活動 期間もしくは過去の最大休止期間より短いとみなされる場合は、将来の活動可能性が否定 できないと判断し、その結果、子持山と笹森山の2火山を将来の活動可能性が否定できな い火山として抽出した。各火山の形式、活動年代及び最後の活動からの経過期間等を第 8.2.1表に示す。	8.2.3 完新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山 完新世に活動を行っていない <u>21</u> の火山のうち、 期間もしくは過去の最大休止期間より短いとみなさ できないと判断し、その結果、子持山と笹森山の2 い火山として抽出した。各火山の形式、活動年代 8.2.1 表に示す。	
8.2.3.1~8.2.3.2 (省略)	8.2.3.1~8.2.3.2 (変更なし)	
8.2.4 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出 地理的領域内に分布する第四紀火山について、「完新世に活動を行った火山」及び「完 新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山活動可能性が否定できない火山」を評価 し、施設に影響を及ぼし得る火山として、高原山、那須岳、男体・女峰火山群、 <u>日光白根</u> 山、赤城山、燧ヶ岳、子持山、安達太良山、磐梯山、榛名山、笹森山及び沼沢の12 火山 を抽出した。	8.2.4 将来の活動可能性が否定できない火山の抽出 地理的領域内に分布する第四紀火山について、「 新世に活動を行っていない火山のうち将来の火山沿 し、施設に影響を及ぼし得る火山として、高原山、 <u>山群</u> 、赤城山、燧ヶ岳、子持山、安達太良山、磐梯 山を抽出した。	
 8.3 抽出された火山の火山活動に関する個別評価 施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)について、活動履歴に関する文献調査により、評価の対 象となる設計対応不可能な火山事象の顕著な発生実績及び過去最大規模の噴火による火山噴出物 の敷地への到達可能性について第8.3.1表に整理した。 火砕物密度流については、各火山の過去最大規模の火砕物密度流の分布から到達可能性範囲を検 討した。まず、高原山と<u>日光白根山</u>については、活動履歴上、噴出物は溶岩及び火砕物が主であり、 火砕物密度流の発生は認められない。それ以外の火山については、過去最大規模の火砕物密度流の 分布はいずれも山体周辺に限られ、敷地周辺までの到達は認められない(第8.3.1 図、第8.3.2 図)。 また、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊については、施設に影響を及ぼし得る火山(12火 山)のうち敷地に最も近い高原山でも敷地から約 98kmと十分離れている。したがって、これらの 火山事象が敷地に到達する可能性は十分に小さいと判断される。 新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地は、火山フロントより前弧側(東方)に位置す ること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから、これらの火山事象が敷地において発 生する可能性は十分に小さいと判断される。 以上のことから、施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)については過去最大規模の噴火を想定 しても設計対応不可能な火山事象が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと評価し、火山活動 	 8.3 抽出された火山の火山活動に関する個別評価施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)について、活動履象となる設計対応不可能な火山事象の顕著な発生実績及びの敷地への到達可能性について第8.3.1 表に整理した。火砕物密度流については、各火山の過去最大規模の火砕物討した。まず、高原山と日光白根火山群については、活動履あり、火砕物密度流の発生は認められない。それ以外の火山度流の分布はいずれも山体周辺に限られ、敷地周辺までの到8.3.2 図)。また、溶岩流、岩屑なだれ、地滑り及び斜面崩壊火山(12火山)のうち敷地に最も近い高原山でも敷地から終これらの火山事象が敷地に到達する可能性は十分に小さいと新しい火口の開口及び地殻変動については、敷地は、火山ること、敷地周辺では火成活動は確認されていないことから生する可能性は十分に小さいと判断される。 以上のことから、施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)しても設計対応不可能な火山事象が施設に影響を及ぼす可能 	

8.4 火山事象の影響評価

8.4 火山事象の影響評価

山活動可能性が否定できない火山 最後の活動終了からの期間が、全活動 される場合は、将来の活動可能性が否定 2.火山を将来の活動可能性が否定できな 5.及び最後の活動からの経過期間等を第

「完新世に活動を行った火山」及び「完 活動可能性が否定できない火山」を評価 那須岳、男体・女峰火山群、日光白根<u>火</u> 梯山、榛名山、笹森山及び沼沢の 12 火

履歴に関する文献調査により、評価の対 過去最大規模の噴火による火山噴出物

勿密度流の分布から到達可能性範囲を検 履歴上、噴出物は溶岩及び火砕物が主で 山については、過去最大規模の火砕物密 到達は認められない(第8.3.1図、第 裏については、施設に影響を及ぼし得る 約98kmと十分離れている。したがって、 と判断される。

山フロントより前弧側(東方)に位置す ら、これらの火山事象が敷地において発

については過去最大規模の噴火を想定 能性は十分に小さいと評価し、火山活動

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)について、試験研究炉の運用期間中における活動可能性	施設に影響を及ぼし得る火山(12火山)について、 <u>原子炉施設</u> の運用期間
と規模を考慮し、施設の安全性に影響を与える可能性について検討した。	と規模を考慮し、施設の安全性に影響を与える可能性について検討した。
なお、降下火砕物については、地理的領域外の火山も含めてその影響を評価した。	なお、降下火砕物については、地理的領域外の火山も含めてその影響を読
8.4.1 降下火砕物	8.4.1 降下火砕物
8.4.1.1 層厚に関する評価	8.4.1.1 層厚に関する評価
町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾ 、山元(2013a) ⁽¹¹⁾ 等に基づき、敷地周辺に分布が確認または推	町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾ 、山元(2013a) ⁽¹¹⁾ 等に基づき、敷地周辺
定される降下火砕物を抽出した。そのうち、噴出源が同定できる降下火砕物については、	定される降下火砕物を抽出した。そのうち、噴出源が同定できる降
当該火山の将来の噴火の可能性について噴火履歴等から検討した。一方、噴出源が同定で	当該火山の将来の噴火の可能性について噴火履歴等から検討した。
きない降下火砕物については、その堆積状況より検討した。敷地周辺で分布が推定される	きない降下火砕物については、その堆積状況より検討した。敷地周
主な降下火砕物の噴出源と敷地の距離、敷地での層厚、噴火規模、試験研究炉の運用期間	主な降下火砕物の噴出源と敷地の距離、敷地での層厚、噴火規模、
中における同規模の噴火の可能性の有無について、文献調査の結果の整理を第8.4.1表に	中における同規模の噴火の可能性の有無について、文献調査の結果
示し、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中に同規模の噴火の可能性のある降下火砕物の分布を第	示し、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中に同規模の噴火の可能性のある
8.4.1 図に示す。	8.4.1 図に示す。
(1) 噴出源を同定できる降下火砕物の同規模噴火の可能性	(1) 噴出源を同定できる降下火砕物の同規模噴火の可能性
a. 満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ、日光矢板テフラ(男体・女峰火山	a. 満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ、日光矢板ラ
群)	群)
満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板テフラは男体女峰火	満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢
山群を噴出源とし、それぞれ約10万年前、約13万年前、約14万年前に噴出したとされ	山群を噴出源とし、それぞれ約 10 万年前、約 13 万年前、約 14 万
る(山元(2012) ⁽⁹⁾)。	る(山元(2012) ⁽⁹⁾)。
佐々木(1994) ⁽¹⁸⁾ によれば、男体・女峰火山群において、約 60 万年前から約 7 万年前	佐々木(1994)(18)によれば、男体・女峰火山群において、約 60
までは女峰赤薙火山が活動し、日光溶岩ドーム群の活動を経て、約2万年前以降に男体	までは女峰赤薙火山が活動し、日光溶岩ドーム群の活動を経て、
火山、三ツ岳火山、日光白根火山が活動したとされる。	火山、三ツ岳火山、日光白根火山が活動したとされる。
上記を踏まえると、満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板	上記を踏まえると、満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、日光行
テフラが噴出されたのは女峰赤薙火山の活動期であり、現在の活動は男体火山の活動期	テフラが噴出されたのは女峰赤薙火山の活動期であり、現在の活
であると考えられる。	であると考えられる。
以上のことから、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中における満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、	以上のことから、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中における満美穴テフ
日光行川テフラ及び日光矢板テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断さ	日光行川テフラ及び日光矢板テフラと同規模噴火の発生可能性は
れる。	れる。
b. 真岡テフラ (飯士山)	b. 真岡テフラ (飯士山)
真岡テフラは飯士山を噴出源とし、約 22 万年前に噴出したとされる(山元(2013a)	真岡テフラは飯士山を噴出源とし、約 22 万年前に噴出したとこ
(11))。	(11))。
西来他(2016) ⁽²⁾ 、中野他(2013) ⁽¹⁾ 、赤石・梅田(2002) ⁽⁵⁴⁾ によれば、飯士山の活動	西来他(2016) ⁽²⁾ 、中野他(2013) ⁽¹⁾ 、赤石・梅田(2002) ⁽⁵⁴⁾ に
形式は成層火山であり、その活動年代は約30万年前~約20万年前とされている。	形式は成層火山であり、その活動年代は約30万年前〜約20万年
上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了からの期間が長いことから、飯	上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了からの期
士山は将来の活動可能性はない火山と判断される。	士山は将来の活動可能性はない火山と判断される。
以上のことから、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中における真岡テフラと同規模噴火の発生可能	以上のことから、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中における真岡テフラ
性は十分に小さいと判断される。	能性は十分に小さいと判断される。
c. 立川ローム上部ガラス質テフラ、浅間板鼻黄色テフラ(浅間山)	c. 立川ローム上部ガラス質テフラ、浅間板鼻黄色テフラ(浅間山)

施設の運用期間中における活動可能性 て検討した。

てその影響を評価した。

うき、敷地周辺に分布が確認または推 が同定できる降下火砕物については、 から検討した。一方、噴出源が同定で 討した。敷地周辺で分布が推定される 享、噴火規模、<u>原子炉施設</u>の運用期間 文献調査の結果の整理を第8.4.1表に 可能性のある降下火砕物の分布を第

ラ、日光矢板テフラ(男体・女峰火山

フラ及び日光矢板テフラは男体女峰火 年前、約14万年前に噴出したとされ

おいて、約60万年前から約7万年前)活動を経て、約2万年前以降に男体 る。

テフラ、日光行川テフラ及び日光矢板 り、現在の活動は男体火山の活動期

る満美穴テフラ、日光早乙女テフラ、)発生可能性は十分に小さいと判断さ

に噴出したとされる(山元(2013a)

(2002) ⁽⁵⁴⁾によれば、飯士山の活動 前~約20万年前とされている。

b終了からの期間が長いことから、飯

る真岡テフラと同規模噴火の発生可

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
立川ローム上部ガラス質テフラは約1.5万年前~約1.6万年前に、浅間板鼻黄色テフ	立川ローム上部ガラス質テフラは約 1.5 万年前~
ラは約1.5万年前~約1.65万年前に、浅間山を噴出源として噴出した広域テフラである	ラは約 1.5 万年前~約 1.65 万年前に、浅間山を噴出
(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。	(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。
高橋他(2013)(55)によれば、浅間山の活動は、黒斑火山、仏岩火山、前掛火山に区分	高橋他(2013) ⁽⁵⁵⁾ によれば、浅間山の活動は、鼎
される。高橋・安井(2013)(56)によれば、最新活動期である前掛火山は約1万年前(山	される。高橋・安井(2013) ⁽⁵⁶⁾ によれば、最新活動
元 (2014b) ⁽³¹⁾)から活動を開始したとされる。	元(2014b) ⁽³¹⁾)から活動を開始したとされる。
山元 (2014b) ⁽³¹⁾ によれば、立川ローム上部ガラス質テフラ及び浅間板鼻黄色テフラは	山元 (2014b) ⁽³¹⁾ によれば、立川ローム上部ガラス
仏岩火山の活動であり、現在は前掛火山の活動となっており、2015 年にはごく小規模な	仏岩火山の活動であり、現在は前掛火山の活動とな
噴火が発生し、微量の降灰が確認された(気象庁(2015)(57))。	噴火が発生し、微量の降灰が確認された(気象庁
なお、現在の活動での最大規模の噴火は、浅間Bテフラであるが、敷地周辺(半径約	なお、現在の活動での最大規模の噴火は、浅間E
30km 以内) で確認または分布は推定されない。	30km以内) で確認または分布は推定されない。
以上のことから、試験研究炉の運用期間中における立川ローム上部ガラス質テフラ及	以上のことから、原子炉施設の運用期間中におけ
び浅間板鼻黄色テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。	び浅間板鼻黄色テフラと同規模噴火の発生可能性は
d. 箱根東京テフラ、箱根吉沢下部7テフラ(箱根火山群)	d. 箱根東京テフラ、箱根吉沢下部7テフラ(箱根火)
箱根東京テフラは約6.6万年前に、箱根吉沢下部7テフラは約12.8万年前~約13.2	箱根東京テフラは約6.6万年前に、箱根吉沢下音
万年前の間に、箱根火山群を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)	万年前の間に、箱根火山群を噴出源として噴出した
/。 長井・高橋(2008) ⁽⁵⁸⁾ によれば 箱根火山群の活動は 初期の陸上火山活動であろステ	/。 長井・高橋(2008) ⁽⁵⁸⁾ に上れば 箱根火山群の活
ージ1 支武岩~安山岩質成層水山群形成期のステージ2 安山岩質成層水山群及び油	テージ1 支武岩~安山岩質成層水山群形成期の2
	独立単成火山群形成期のステージ3 カルデラ及び
	期中央水口氏形成期のステージ5 爆発的噴水期 <i>の</i>
のステージアに区分される	のステージアに区分される
(1) $(2014b)$ (31) に たわげ 箱根車 京テフラけ爆発的 暗水を 主体 としていた ステージ 6	$(1) = (2014b)^{(31)} に b h i 箱根 直 う フ う け 爆発$
ロル (20140) によれば、相低米ボノンノは緑光 所見べき上作としていたバノーンし、 銘根 三沢下邨 7 テフラけ 7 テージ5 で発生した 降下水 砂物である 田本け 中山火 ロ 丘で	ロル (20140) (こよりは、相低米ボノンノは除光 銘根吉沢下邨 7 テフラけステージ5 で発生した降于
相依日代十郎(ノノノはハノーン)で五王しに降十八件物でめる。元任は十八八日正での溶出ドームの汗動であるステージュであり。頭茎な際下水砂物の発生は確認されない	相低日代ー印イノノノはハノーノリて先生した阵ー
以上のここから、 <u>武鞅切九が</u> の運用期间中にわける相似来家ノノノ及び相似百八千郎	以上のことがら、 <u>床丁炉旭辺</u> の運用効间中にわけ 2.テフラト同想塔底水の発生可能地は上八に小さい
	取補工傳 â ノノノは、約 13 万平前に取補田を頃 四
34 万年前ころ、第11活動期は約20万年前にはしまり、飯縄上樽 a アノフは第11活動期	34 万年前ころ、第11活動期は約20万年前にはしま
に発生した(早准他(2008)(35))。早准他(2008)(35)によれは、飯縄山は妙高火山群を構	に発生した(早津他(2008)(3))。早津他(2008)(3)
成する火山の1つであり、その活動は玄武岩質マクマによって開始し、デイサイト質マ ボームズ利によってはしていた。 作得してたことではない。 たいした	成する火山の1つであり、その活動は玄武岩質マク
クマの活動によって終わるとされ、飯縄山の第Ⅱ活動期においても、噴出するマグマの	グマの活動によって終わるとされ、飯縄山の第Ⅱ活
性質が玄武岩質から安山岩質、安山岩質からデイサイト質へと変化したとされる。また、	性質が玄武岩質から安山岩質、安山岩質からデイサ
第Ⅱ活動期は、飯縄上樽 a テフラ噴出後の活動である溶岩ドーム群の活動を最後に急速	第Ⅱ活動期は、飯縄上樽 a テフラ噴出後の活動であ
に衰退し、約6万年前の水蒸気爆発の発生以降、噴火の痕跡は確認されず、噴気活動や	に衰退し、約6万年前の水蒸気爆発の発生以降、雪
高温の温泉の湧出等は全く認められないことから、現在、火山活動は完全に停止状態に	高温の温泉の湧出等は全く認められないことから、

~約1.6万年前に、浅間板鼻黄色テフ 出源として噴出した広域テフラである 黒斑火山、仏岩火山、前掛火山に区分 動期である前掛火山は約1万年前(山 ス質テフラ及び浅間板鼻黄色テフラは なっており、2015 年にはごく小規模な $(2015)^{(57)})_{\circ}$ Bテフラであるが、敷地周辺(半径約 ける立川ローム上部ガラス質テフラ及 は十分に小さいと判断される。 :山群) 部7テフラは約12.8万年前~約13.2 広域テフラである(町田・新井(2011) 活動は、初期の陸上火山活動であるス ステージ2、安山岩質成層火山群及び び単成火山群形成期のステージ4、前 のステージ6、後期中央火口丘形成期 修的噴火を主体としていたステージ6、 下火砕物である。現在は中央火口丘で 皆な降下火砕物の発生は確認されない。 ける箱根東京テフラ及び箱根吉沢下部 いと判断される。 出源として噴出したテフラである(町 動期間に大別され、第I活動期は、約 まり、飯縄上樽 a テフラは第Ⅱ活動期 (59)によれば、飯縄山は妙高火山群を構 グマによって開始し、デイサイト質マ 活動期においても、噴出するマグマの ナイト質へと変化したとされる。また、 ある溶岩ドーム群の活動を最後に急速 噴火の痕跡は確認されず、噴気活動や 現在、火山活動は完全に停止状態に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
あると考えられている (早津他(2008) ⁽⁵⁹⁾)。	あると考えられている (早津他(2008) ⁽⁵⁹⁾)。
以上のことから、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中における飯縄上樽 a テフラと同規模噴火の	以上のことから、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中におに
発生可能性は十分に小さいと判断される。	発生可能性は十分に小さいと判断される。
f. 御嶽第1テフラ(御嶽山)	f. 御嶽第1テフラ(御嶽山)
御嶽第1テフラは、約9.5万年前~約10万年前に御嶽山を噴出源として噴出した広域	御嶽第1テフラは、約9.5万年前~約10万年前
テフラである(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。	テフラである(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。
御嶽山の活動は、山元(2014b) ⁽³¹⁾ 、及川他(2014) ⁽⁶⁰⁾ によれば、古期御嶽火山と新期	御嶽山の活動は、山元(2014b) ⁽³¹⁾ 、及川他(201
御嶽火山に分けられ、現在は新期御嶽火山の活動期であり、御嶽第1テフラは約 10 万年	御嶽火山に分けられ、現在は新期御嶽火山の活動期
前に発生したとされる。また、木村(1993) ⁽⁶¹⁾ によれば、新期御嶽火山の活動は3つの	前に発生したとされる。また、木村(1993) ⁽⁶¹⁾ に。
ステ-ジに分けられ、御嶽第 1 テフラをもたらした噴火が発生したステ-ジはO1 ステ	ステージに分けられ、御嶽第 1 テフラをもたらし
-ジ(デイサイト-流紋岩質のプリニ-式噴火と、カルデラ陥没及び溶岩ド-ムの形成)	ージ(デイサイトー流紋岩質のプリニー式噴火と、
であり、現在は山頂付近の小円錐火山群の形成期であるO3ステージで、約2万年前以	であり、現在は山頂付近の小円錐火山群の形成期で
降は水蒸気噴火を中心とした活動であるとされる。	降は水蒸気噴火を中心とした活動であるとされる。
なお、及川他(2014) ⁶⁰⁾ によれば、過去1万年以内に少なくとも4回のマグマ噴火が	なお、及川他(2014) ⁽⁶⁰⁾ によれば、過去1万年」
確認されている。	確認されている。
以上のことから、試験研究炉の運用期間中における御嶽第1テフラと同規模噴火の発	以上のことから、原子炉施設の運用期間中におい
生可能性は十分に小さいと判断される。	生可能性は十分に小さいと判断される。
g. 谷口テフラ、大峰テフラ (爺ヶ岳)、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラ (穂高岳)	g. 谷口テフラ、大峰テフラ(爺ヶ岳)、恵比須峠福日
谷ロテフラ及び大峰テフラの噴出源である爺ヶ岳、並びに恵比須峠福田テフラ及び丹	谷口テフラ及び大峰テフラの噴出源である爺ヶ長
生川テフラの噴出源である穂高岳はいずれも飛騨山脈に位置する第四紀火山である(及	生川テフラの噴出源である穂高岳はいずれも飛騨
JII (2003) ⁽⁶²⁾	JII (2003) ⁽⁶²⁾
及川(2003) ⁽⁶²⁾ によれば、飛騨山脈での火成活動は Stage I ~Ⅲの 3 つの活動期に区	及川(2003) ⁽⁶²⁾ によれば、飛騨山脈での火成活動
分され、谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須峠福田テフラ、丹生川テフラを発生させた時	分され、谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須峠福田
期はいずれも Stage I (2.5Ma~1.5Ma) である。	期はいずれも Stage I (2.5Ma~1.5Ma) である。
現在の活動期はStageIII(0.8Ma~0Ma)であり、東西圧縮応力場のもとで、成層火山形	現在の活動期は Stage III (0.8Ma~0Ma) であり、
成を主体とした活動が継続していることから、飛騨山脈において Stage I で発生した大	成を主体とした活動が継続していることから、飛騨
規模な噴火の発生可能性は十分に小さいと考えられる。	規模な噴火の発生可能性は十分に小さいと考えられ
以上のことから、試験研究炉の運用期間中において谷口テフラ、大峰テフラ、恵比須	以上のことから、原子炉施設の運用期間中におい
	「「「」」」「」」」「」」」」「」」」」」」「」」」」」」」」」」」」」」
h. 大町Anmテフラ群 (樅沢岳)	h. 大町Anmテフラ群 (樅沢岳)
大町Anmテフラ群は、 樅沢岳を噴出源として噴出した広域テフラ群である(町田・	大町Anmテフラ群は、 樅沢岳を噴出源として
新井 (2011) ⁽⁵³⁾)	新井 (2011) ⁽⁵³⁾)
西来他 (2016) (2) 中野他 (2013) (1) 原山 (1990) (63) 町田・新井 (2011) (53) 等に	西来他(2016) ⁽²⁾ 中野他(2013) ⁽¹⁾ 頁山(10
これに (2010) 、「好他(2010)、「小田(1000) 、「小田 初月(2011) 中に	これに(2010)、「当に(2010)、、小口(1
	h_{T}
** こ ** 2。 ト記を踏まえると	↓シンマンシン・シン・ ト記を踏まうスレ 松沢兵け今汪動期間トロ 4
エルビビロホイシン、TRUV田はエロ動が同より、取区シロ動が「からシガロル・KV」とこ から 好本の活動可能性けたいと判断される	
	いたのことから 同子伝協設の運用期間由におい
の可能性は十分に小さいと判断される	の工がここから、小丁が一般の定力が同てにない
	◇/ 111日116 カルーオ・ピャーと十9時 ビネレジ。

ける飯縄上樽 a テフラと同規模噴火の

うに御嶽山を噴出源として噴出した広域

014)⁶⁰⁰によれば、古期御嶽火山と新期 期であり、御嶽第1テフラは約10万年 よれば、新期御嶽火山の活動は3つの た噴火が発生したステージはO1ステ 、カルデラ陥没及び溶岩ドームの形成) であるO3ステージで、約2万年前以 。

以内に少なくとも4回のマグマ噴火が

ける御嶽第1テフラと同規模噴火の発

田テフラ、丹生川テフラ(穂高岳) 岳、並びに恵比須峠福田テフラ及び丹 山脈に位置する第四紀火山である(及

動は Stage I ~Ⅲの 3 つの活動期に区 テフラ、丹生川テフラを発生させた時

東西圧縮応力場のもとで、成層火山形 騨山脈において Stage I で発生した大れる。

いて谷ロテフラ、大峰テフラ、恵比須 生可能性は十分に小さいと判断される。

噴出した広域テフラ群である(町田・

1990)⁽⁶³⁾、町田・新井(2011)⁽⁵³⁾等に 動年代は約 40 万年〜約 30 万年前とさ

最後の活動終了からの期間が長いこと

ける大町Apmテフラ群と同規模噴火

	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	i. 貝塩上宝テフラ(上宝)	i. 貝塩上宝テフラ(上宝)
	貝塩上宝テフラは、上宝を噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)	貝塩上宝テフラは、上宝を噴出源として噴出した広:
	(53))。	⁽⁵³⁾)。
	西来他(2016) ⁽²⁾ 、中野他(2013) ⁽¹⁾ によれば、火山の活動形式は火砕流であり、その	西来他(2016) ^② 、中野他(2013) ^⑴ によれば、火山
	活動期間は約 60 万年前とされている。 また、鈴木(2000) ⁽⁶⁴⁾ 等によれば、約 62 万年前	活動期間は約 60 万年前とされている。 また、鈴木(
	から約 60 万年前の間に大規模な噴火が発生し、貝塩給源火道から上宝火砕流及び貝塩上	から約 60 万年前の間に大規模な噴火が発生し、貝塩約
	宝テフラが噴出したとされる <u>。</u> 上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動終了か	宝テフラが噴出したとされる <u>。</u>
	らの期間が長いことから、将来の活動可能性はないと判断される。	上記を踏まえると、全活動期間よりも最後の活動総
	以上のことから、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中における貝塩上宝テフラと同規模噴火の可	来の活動可能性はないと判断される。
	能性は十分に小さいと判断される。	以上のことから、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中における
		能性は十分に小さいと判断される。
	j. 玉川 R 4 テフラ(玉川カルデラ)	j. 玉川R 4 テフラ(玉川カルデラ)
	玉川R4テフラは、約200万年前に玉川カルデラを噴出源とし噴出した広域テフラで	玉川R4テフラは、約 200 万年前に玉川カルデラを
	ある(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。	ある(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。
	鈴木・中山(2007) ⁽⁶⁵⁾ によれば、敷地周辺に玉川R4テフラの分布が示され、その降	鈴木・中山(2007) ⁽⁶⁵⁾ によれば、敷地周辺に玉川 R
	灰年代は 2.0Ma と推定されるとしている。梅田他(1999) ⁽⁴³⁾ によれば、東北日本の 2Ma	灰年代は 2.0Ma と推定されるとしている。梅田他(19
	以降の火山活動は、活動年代、噴出量、噴火様式、広域応力場変遷の観点から次の 3 ス	以降の火山活動は、活動年代、噴出量、噴火様式、広
	テージに区分される。 stage1 (2Ma~1Ma) では、弱圧縮応力場の環境下で大規模珪長質	テージに区分される。 stage1(2Ma~1Ma)では、弱圧
	火砕流の噴出が卓越したとされる。stage2(1Ma~0.6Ma)では、強圧縮応力場の環境下で	火砕流の噴出が卓越したとされる。stage2(1Ma~0.6M
	成層火山の活動が卓越したとされる。stage3(0.6Ma以降)では、強圧縮応力場におかれ、	成層火山の活動が卓越したとされる。stage3(0.6Ma↓
	脊梁山脈全体で断層運動が活発化し、大規模珪長質火砕流、成層火山の活動が共に認め	脊梁山脈全体で断層運動が活発化し、大規模珪長質火
	られ、マグマ噴出量が増大したとされる。	られ、マグマ噴出量が増大したとされる。
	現在の東北日本における火山活動は stage3 に相当することに加え、高橋 (1995) ⁽⁶⁶⁾ に	現在の東北日本における火山活動は stage3 に相当っ
	よれば、大量の珪長質マグマを蓄積するには低地殻歪速度が必要であるとされる。	よれば、大量の珪長質マグマを蓄積するには低地殻歪
	以上のことから、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中における玉川R4テフラと同規模噴火の発	以上のことから、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中における
	生可能性は十分に小さいと判断される。	生可能性は十分に小さいと判断される。
	k. 八甲田国本テフラ(八甲田カルデラ)	k. 八甲田国本テフラ(八甲田カルデラ)
	八甲田国本テフラは、約76万年前に八甲田カルデラ(八甲田火山)を噴出源として噴	八甲田国本テフラは、約76万年前に八甲田カルデラ
	出した広域テフラである(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。	出した広域テフラである(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。
	気象庁編(2013)(4)によれば、八甲田火山は、南八甲田火山群、北八甲田火山群に区分	気象庁編(2013)(4)によれば、八甲田火山は、南八甲
	され、八甲田カルデラは北八甲田火山群の直下〜北東に存在するとされている。中野他	され、八甲田カルデラは北八甲田火山群の直下〜北東
	(2013) ⁽¹⁾ 及び工藤他(2011) ⁽⁶⁷⁾ によれば、八甲田火山の活動を、南八甲田火山群、八	(2013) ⁽¹⁾ 及び工藤他(2011) ⁽⁶⁷⁾ によれば、八甲田火
	甲田カルデラ、北八甲田火山群の活動に区分し、このうち、八甲田カルデラにおいては、	甲田カルデラ、北八甲田火山群の活動に区分し、この
	約 1Ma(八甲田中里川)、0.9Ma(八甲田黄瀬)、0.76Ma(八甲田第1期)、0.4Ma(八甲田	約 1Ma(八甲田中里川)、0.9Ma(八甲田黄瀬)、0.76M
	第2期)に大規模火砕流を噴出したとされている。八甲田火山は、110万年前から活動を	第2期)に大規模火砕流を噴出したとされている。八
	開始し、南八甲田火山群及び八甲田カルデラの活動後、最近 30 万年間では、北八甲田火	開始し、南八甲田火山群及び八甲田カルデラの活動後
	山群のみの活動が継続している。八甲田国本テフラは八甲田カルデラの活動で発生した	山群のみの活動が継続している。八甲田国本テフラは
	ものであり、現在は北八甲田火山群の活動である。	ものであり、現在は北八甲田火山群の活動である。
1		

以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における八甲田国本テフラと同規模噴火の

た広域テフラである(町田・新井(2011)

火山の活動形式は火砕流であり、その 木(2000)⁽⁶⁴⁾等によれば、約 62 万年前 塩給源火道から上宝火砕流及び貝塩上

動終了からの期間が長いことから、将

ける貝塩上宝テフラと同規模噴火の可

ジラを噴出源とし噴出した広域テフラで

三川R4テフラの分布が示され、その降 (1999)⁽⁴³⁾によれば、東北日本の2Ma 、広域応力場変遷の観点から次の3ス 弱圧縮応力場の環境下で大規模珪長質 (0.6Ma)では、強圧縮応力場の環境下で Ma以降)では、強圧縮応力場におかれ、 質火砕流、成層火山の活動が共に認め

目当することに加え、高橋(1995)⁽⁶⁶⁾に 殻歪速度が必要であるとされる。 はる玉川R4テフラと同規模噴火の発

レデラ(八甲田火山)を噴出源として噴 ²)。

前八甲田火山群、北八甲田火山群に区分 北東に存在するとされている。中野他 田火山の活動を、南八甲田火山群、八 このうち、八甲田カルデラにおいては、 76Ma (八甲田第1期)、0.4Ma (八甲田 、八甲田火山は、110万年前から活動を 動後、最近30万年間では、北八甲田火 ラは八甲田カルデラの活動で発生した 。

以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における八甲田国本テフラと同規模噴火の

変更前(2021.12.2付補正)

発生可能性は十分に小さいと判断される。

1. 大山倉吉テフラ (大山)

大山倉吉テフラは、約5.5万年前に大山を噴出源として噴出した広域テフラである(町 田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。

守屋(1983)⁽⁶⁸⁾の日本の第四紀火山の地形発達過程に基づく分類によれば大山は最終 期である第4期とされる。また、米倉(2001)⁽⁶⁹⁾によれば、一般にこの第4期の噴出量 は第1期~第3期と比べて少なく、数 km³とされる。

また、山元(2014b)⁽³¹⁾による活動履歴情報の整理に基づけば、約40万年前以降、最 も規模の大きな噴火は大山倉吉テフラ噴火であるが、これに至る活動間隔は、大山倉吉 テフラ噴火以降の経過期間に比べて十分に長い。

ただし、数 km³以下の規模の噴火については、大山倉吉テフラ噴火以前もしくは以降 においても繰り返し発生している。また、Zhao et al. (2011)⁽⁷⁰⁾によれば、大山の地下 深部に広がる低速度層と、大山の西方地下で発生している低周波地震の存在から、地下 深部にはマグマ溜まりが存在している可能性が示唆される。保守的に、この低速度層を マグマ溜まりとして評価した場合、その深度は 20km 以深に位置し、これは爆発的噴火を 引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深度 7km (東宮 (1997)⁽⁷¹⁾)よりも深い位置に 相当する。

以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における大山倉吉テフラと同規模噴火の発 生可能性は十分に小さいと判断される。

m. 阿蘇4、阿蘇3テフラ(阿蘇カルデラ)

阿蘇4テフラは約8.5万年前~約9万年前に、阿蘇3テフラは約13万年前に、いずれ も阿蘇カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。

Nagaoka (1988)⁽⁷²⁾に基づけば、現在の阿蘇カルデラの活動期は、最新の破局的噴火(約 9万年前の阿蘇4テフラの噴出)以降、阿蘇山において草千里ヶ浜軽石等の多様な噴火様 式による小規模噴火が発生していることから、阿蘇山における後カルデラ噴火ステージ の活動と考えられ、苦鉄質火山噴出物及び珪長質火山噴出物の給源火口の分布(三好他 (2005)⁽⁷³⁾)から、地下に大規模な珪長質マグマ溜まりは存在していないと考えられる。 また、破局的噴火の最短の活動間隔(約2万年)は、最新の破局的噴火からの経過期間 (約9万年)と比べて短い。

以上のことから、<u>試験研究炉</u>の運用期間中における阿蘇4、阿蘇3テフラと同規模噴 火の発生可能性は十分に小さいと判断される。

n. 姶良Tnテフラ(姶良カルデラ)

姶良Tnテフラは、南九州の姶良カルデラを噴出源とし、約2.8万年前~約3万年前 に噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。

現在の姶良カルデラの活動期は、Nagaoka (1988)⁽⁷²⁾に基づけば、後カルデラ火山噴火ス テージであると考えられる。また、破局的噴火の活動間隔(約6万年以上)は、最新の 破局的噴火である約3万年前の姶良Tnテフラの噴出からの経過期間と比べ十分に長 く、現在は破局的噴火に先行して発生するプリニー式噴火ステージの兆候が認められな い。 発生可能性は十分に小さいと判断される。

1. 大山倉吉テフラ (大山)

大山倉吉テフラは、約5.5万年前に大山を噴出源として噴出した広域テフラである(町 田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。

変更後

守屋(1983)⁽⁶⁸⁾の日本の第四紀火山の地形発達過程に基づく分類によれば大山は最終期である第4期とされる。また、米倉(2001)⁽⁶⁹⁾によれば、一般にこの第4期の噴出量は第1期~第3期と比べて少なく、数km³とされる。

また、山元(2014b)⁽³¹⁾による活動履歴情報の整理に基づけば、約40万年前以降、最 も規模の大きな噴火は大山倉吉テフラ噴火であるが、これに至る活動間隔は、大山倉吉 テフラ噴火以降の経過期間に比べて十分に長い。

ただし、数 km³以下の規模の噴火については、大山倉吉テフラ噴火以前もしくは以降 においても繰り返し発生している。また、Zhao et al. (2011)⁽⁷⁰⁾によれば、大山の地下 深部に広がる低速度層と、大山の西方地下で発生している低周波地震の存在から、地下 深部にはマグマ溜まりが存在している可能性が示唆される。保守的に、この低速度層を マグマ溜まりとして評価した場合、その深度は 20km 以深に位置し、これは爆発的噴火を 引き起こす珪長質マグマの浮力中立点の深度 7km (東宮 (1997)⁽⁷¹⁾)よりも深い位置に 相当する。

以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における大山倉吉テフラと同規模噴火の発 生可能性は十分に小さいと判断される。

m. 阿蘇4、阿蘇3テフラ(阿蘇カルデラ)

阿蘇4テフラは約8.5万年前~約9万年前に、阿蘇3テフラは約13万年前に、いずれ も阿蘇カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。 Nagaoka (1988)⁽⁷²⁾に基づけば、現在の阿蘇カルデラの活動期は、最新の破局的噴火(約 9万年前の阿蘇4テフラの噴出)以降、阿蘇山において草千里ヶ浜軽石等の多様な噴火様 式による小規模噴火が発生していることから、阿蘇山における後カルデラ噴火ステージ の活動と考えられ、苦鉄質火山噴出物及び珪長質火山噴出物の給源火口の分布(三好他 (2005)⁽⁷³⁾)から、地下に大規模な珪長質マグマ溜まりは存在していないと考えられる。 また、破局的噴火の最短の活動間隔(約2万年)は、最新の破局的噴火からの経過期間 (約9万年)と比べて短い。

以上のことから、<u>原子炉施設</u>の運用期間中における阿蘇4、阿蘇3テフラと同規模噴 火の発生可能性は十分に小さいと判断される。

n. 姶良Tnテフラ(姶良カルデラ)

姶良Tnテフラは、南九州の姶良カルデラを噴出源とし、約2.8万年前~約3万年前 に噴出した広域テフラである(町田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。 現在の姶良カルデラの活動期は、Nagaoka (1988)⁽⁷²⁾に基づけば、後カルデラ火山噴火 ステージであると考えられる。また、破局的噴火の活動間隔(約6万年以上)は、最新 の破局的噴火である約3万年前の姶良Tnテフラの噴出からの経過期間と比べ十分に長 く、現在は破局的噴火に先行して発生するプリニー式噴火ステージの兆候が認められな い。

変更前(2021.12.2 付補正)	
以上のことから、 <u>試験研究炉</u> の運用期間中における、姶良Tnテフラと同規模噴火の	以上のことから、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中におけ
可能性は十分に小さいと判断される。	可能性は十分に小さいと判断される。
o. 鬼界アカホヤテフラ、鬼界葛原テフラ(鬼界カルデラ)	o. 鬼界アカホヤテフラ、鬼界葛原テフラ(鬼界カル
鬼界アカホヤテフラは約 7,300 年前に、鬼界葛原テフラは約 9.5 万年前に、いずれも	鬼界アカホヤテフラは約 7, 300 年前に、鬼界葛原
鬼界カルデラを噴出源として噴出した広域テフラである(町田・新井(2011) ⁽⁵³⁾)。	鬼界カルデラを噴出源として噴出した広域テフラで
現在の鬼界カルデラの活動期は、Nagaoka(1988) ⁽⁷²⁾ に基づけば、後カルデラ火山噴火	現在の鬼界カルデラの活動期は、Nagaoka(1988)
ステージ(薩摩硫黄島)であると考えられる。また、鬼界カルデラにおける破局的噴火	ステージ(薩摩硫黄島)であると考えられる。また
の活動間隔は約5万年以上であり、最新の破局的噴火からの経過期間(約0.7万年)に	の活動間隔は約5万年以上であり、最新の破局的喧
比べて十分長い。	比べて十分長い。
以上のことから、試験研究炉の運用期間中における鬼界アカホヤテフラ及び鬼界葛原	以上のことから、原子炉施設の運用期間中におけ
テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと判断される。	テフラと同規模噴火の発生可能性は十分に小さいと
(2) 噴出源が同定できない降下火砕物	(2) 噴出源が同定できない降下火砕物
敷地周辺で確認された噴出源が同定できない降下火砕物は、 敷地から西北西に約 23km	敷地周辺で確認された噴出源が同定できない降下
の茨城県笠間市大古山の涸沼川沿いで確認される「涸沼川テフラ」(山元(2013a)(11))の	の茨城県笠間市大古山の涸沼川沿いで確認される「ネ
1 つである。本テフラは見和層下部のエスチュアリー相泥質堆積物中に再堆積物として挟	1 つである。本テフラは見和層下部のエスチュアリ-
まれる層厚 15 cmの軽石質の粗粒火山灰であるとされている(山元(2013a) ⁽¹¹⁾)。また、	まれる層厚 15 cmの軽石質の粗粒火山灰であるとされ
涸沼川テフラは敷地近傍においてその分布が認められないことから、敷地への影響は十分	涸沼川テフラは敷地近傍においてその分布が認められ
に小さいと判断される。	に小さいと判断される。
(3) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の検討	(3) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の検討
文献調査結果から、敷地周辺で分布が推定される主な降下火砕物のうち、噴出源が同定	文献調査結果から、敷地周辺で分布が推定される目
でき、試験研究炉の運用期間中における同規模の噴火の可能性のある降下火砕物として、	でき、 <u>原子炉施設</u> の運用期間中における同規模の噴
高原山を噴出源とする高原戸室山2テフラ、男体・女峰火山群を噴出源とする男体今市テ	高原山を噴出源とする高原戸室山2テフラ、男体・ち
フラ、男体七本桜テフラ、赤城山を噴出源とする赤城鹿沼テフラ、赤城行川2テフラ、赤	フラ、男体七本桜テフラ、赤城山を噴出源とする赤城
城水沼1テフラ、赤城水沼2テフラ、赤城水沼8テフラ、赤城水沼9-10テフラ、燧ケ	城水沼1テフラ、赤城水沼2テフラ、赤城水沼8テス
岳を噴出源とする燧ヶ岳七入テフラ、沼沢を噴出源とする沼沢芝原テフラ、榛名山を噴出	岳を噴出源とする燧ヶ岳七入テフラ、沼沢を噴出源。
源とする榛名八崎テフラ、四阿山を噴出源とする四阿菅平2 テフラが挙げられる。	源とする榛名八崎テフラ、四阿山を噴出源とする四
一方、噴出源が同定できない降下火砕物として、涸沼川テフラが認められる。	一方、噴出源が同定できない降下火砕物として、
これらの降下火砕物のうち、敷地周辺において層厚とその噴火規模が最も大きい降下火	これらの降下火砕物のうち、敷地周辺において層層
砕物は赤城鹿沼テフラであり、設計上考慮する降下火砕物として詳細に検討を行った。	砕物は赤城鹿沼テフラであり、設計上考慮する降下
a. \sim b.	a. \sim b.
(省略)	(変更なし)
(4) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の設定	(4) 設計上考慮する降下火砕物の層厚の設定
(省略)	(変更なし)
8.4.1.2 密度に関する評価	8.4.1.2 密度に関する評価
(省略)	(変更なし)
8.4.2 火山性土石流、火山泥流及び洪水	8.4.2 火山性土石流、火山泥流及び洪水
施設に影響を及ぼし得る 12 火山のうち、敷地から 120 kmの範囲内には高原山、那須岳、男	施設に影響を及ぼし得る 12 火山のうち、敷地から 120
体・女峰火山群、日光白根山の4火山が位置する。敷地は那珂川流域に位置し、上流域に対象	体・女峰火山群、日光白根 <u>火山群</u> の4火山が位置する。

がける、姶良Tnテフラと同規模噴火の

レデラ)

原テフラは約 9.5 万年前に、いずれも である(町田・新井(2011)⁽⁵³⁾)。

8)⁽⁷²⁾に基づけば、後カルデラ火山噴火 た、鬼界カルデラにおける破局的噴火 噴火からの経過期間(約 0.7 万年)に

ける鬼界アカホヤテフラ及び鬼界葛原 と判断される。

下火砕物は、<u>敷</u>地から西北西に約 23km 「涸沼川テフラ」(山元 (2013a)⁽¹¹⁾)の ー相泥質堆積物中に再堆積物として挟 れている (山元 (2013a)⁽¹¹⁾)。また、 られないことから、敷地への影響は十分

5主な降下火砕物のうち、噴出源が同定 資火の可能性のある降下火砕物として、 女峰火山群を噴出源とする男体今市テ 転城鹿沼テフラ、赤城行川2テフラ、赤 マラ、赤城水沼9-10テフラ、燧ケ 原とする沼沢芝原テフラ、榛名山を噴出 四阿菅平2テフラが挙げられる。

涸沼川テフラが認められる。 厚とその噴火規模が最も大きい降下火 下火砕物として詳細に検討を行った。

20 kmの範囲内には高原山、那須岳、男 敷地は那珂川流域に位置し、上流域に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
火山が存在する。 文献調査の結果、那珂川に沿う瓜連丘陵に火山性土石流堆積物である粟河軽石が分布する (坂本・宇野沢(1976) ⁽⁷⁷⁾)。しかしながら、那珂川の流下方向は敷地へ向かっていない。ま た、那珂川と敷地の間には鹿島台地が分布し敷地は台地上に位置する。(第8.4.8 図)。このこ とから、火山性土石流、火山泥流及び洪水が施設に影響を及ぼす可能性は十分に小さいと判断 される。	対象火山が存在する。 文献調査の結果、那珂川に沿う瓜連丘陵に火山性土 (坂本・宇野沢(1976) ⁽⁷⁷⁾)。しかしながら、那珂川の た、那珂川と敷地の間には鹿島台地が分布し敷地は台 とから、火山性土石流、火山泥流及び洪水が施設に影響 される。
8.4.3~8.4.5 (省略)	8.4.3~8.4.5 (変更なし)
8.5 参考文献 (省略)	8.5 参考文献 (変更なし)

と石流堆積物である粟河軽石が分布する の流下方向は敷地へ向かっていない。ま 地上に位置する。(第8.4.8図)。このこ 響を及ぼす可能性は十分に小さいと判断

	1			i	į	发史 F	到(2	2021	. 12. 2	2 付イ	 甫止))		i	i	i										変更	俊							
è及ぼし得る火山 2火山)	将来の活動可能性が 否定できない火山 (2火山)	I	×	1	1	×	×	×	Ι	×	×	×	I	×	×	×	×	し得る火山) 西本で詳型工作社 11	母来の沽動可能性か 否定できない火山 (2火山)	I	×	ı	ı	×	×	×	×	ı	×	×	×	· ×	××	×
施設に影響 ³ (1)	完新世に活動 を行った火山 (10火山)	0	×	0	0	×	×	×	0	×	×	×	0	×	×	×	×	施設に影響を及ぼ (12火山 	完新世に活動 を行った火山 (10火山)	0	×	0	0	×	×	×	×	0	×	×	×		× ×	×
最後の活動からの	期間 (千年前)	6.5	300	AD1963	7**4	1000	006	06	AD1890	300	2100	240	AD1251	2200	1100	1400	2600	:の活動からの期 間	(千年前)	6.5	300	AD1963	3.3	1200	1000	006	06	AD1890	300	2100	240	AD1251	1100	1400
	至沽郾規闾 (千年)	300	50	500	006	400	200	50	20	I	600	I	300	Ι	I	I	400	話動期間	(千年)	300	50	500	006	100	400	700	50	20		600	1	0000	1	1
	17.×*°		300			1000	006	06		0	2100	40		0	0	0	2600	44	_		300			1200	1000	006	06	+	+	2100	+	000		
	话 (十年 一年	$300 \sim$	$350 \sim$	$500 \sim$	900%4 ~	$1400 \sim$	$1600 \sim$	$140 \sim$	20 \sim	300	$2700 \sim$	5	$300 \sim$	220	110	140	$3000 \sim$	活動年代**3	(千年前)	2	٢	ł	٢	2	2	2	2	2	300	2	240	2 2	1100	1400
			14.3						A 1											300	350	500	006	1300	1400	1600	140	20		2700		300	2002	
	火山の形式*2	複成火山, 溶岩ドーム	カルデラー火砕流	複成火山	複成火山, 溶岩ドーム	カルデラー火砕流, 溶岩ドーム	複成火山	複成火山, 溶岩ドーム	溶岩流及び 小型楯状火山,溶岩ド	な ドーム	複成火山?	溶岩流,火砕流	複成火山-カルデラ 溶岩ドーム	複成火山?	複成火山	複成火山	カルデラー火砕流, 森岩ドーム	火山の形式**2		複成火山. 溶岩ドーム	カルデラ-火砕流	複成火山	複成火山. 溶岩ドーム	複成(複合)火山	カルデラー火砕道。 溶岩ドーム	複成火山	優成火田, 溶岩ドーム ☆出☆アメ	あるiiiiのの 型楯状火山、溶岩ドーム	海井ドーム	複成火山?	溶岩流、火砕流 複成火山-カルデラ.	浴ボドーム	複成火山	複成火山
敷地からの	距離 (km)	86	103	108	110	115	118	120	120	121	121	125	126	126	127	127	133	ية 100	ŧ ĉ			8	0	4	2			* 0	_	_	2			-
	火山名*"	高原山	塩原カルデラ	那須岳	男体・女峰火山群	塔のへつりカルデラ 群	百海山	二岐山	日光白根山	根名草山	錫ヶ岳	鬼怒沼	赤城山	四郎岳	加干別	会津布引山	桧和田カルデラ		, x	高原山 9([カルデラ 10	IB須岳 10	女峰火山群 11	<u>11</u>	のへつり レデラ群 11	「二 二 「二 二	二岐山 12	<u>自根火山群</u> 12	名草山 12	場ヶ岳 12	電怒沼 12		3. Full 12	 能布引山 12
	No.	-	73	e	4	2	9	7	∞	6	10	11	12	13	14	15	16	×	ς	~	垣原	HR	男体・		塔力	-314		日光日	栕	VIEL				41
																		No		-	2	с	4	5	9	7	~	6	10	=	12	14	15	16

可能性が い火山																	能性が い火山)												10		
2×山) 将来の活動 不定できな	「 (2)火山	1	×	×	×	0	×	×	Ι	×	I	I	0	*	I	及ぼし得る火山 火山)	将来の活動可 否定できな((2火山	'	×	×	×	0	× >	< '	×	1	'	0	* *	×	I
に 完新世に活動 を行った火山	(10火山)	0	×	×	×	×	×	×	0	×	0	0	×	×	0	施設に影響を (12	完新世に活動 を行った火山 (10火山)	0	×	×	×	×	× >	< C	×	0	0	×	×	×	0
最後の活動からの 期間 (千年前)		AD1544	1600	1000	2500	200	2100	1200	AD1900	220	AD1888	<u>6</u> 世紀後半~ 7世紀初頭	1800	400	5.4	最後の活動からの期	間 (千年前)	AD1544	1600	1 000	2500	200	2100	AD1900	220	AD1888	6世紀中頃	1800	400	<u>1140</u>	5.4
全活動期間 (千年)		160	I	200	300	700	Ι	100	550	02	700	500	1900	1030	110		全沽動期間 (千年)	160	I	200	300	200	1	550	70	700	500	1900	1030	<u>710</u>	110
0				1000	2500	200		1200		220			1800*4	400*5			2			1000	2500	200	1000	0071	220			1800 ^{%4}	400 **5	1140	
1111111		2	1600	2	2	2	2100	2	2	2	2	2	2	2	>		沽瓢年代** (千年前)	ł	1600	2	٢	2	7 100	2 2	1	2	2	2	2	۶I	ł
		160		1200	2800	006		1300	550	290	200	500	3700	1430 **	110			160		1200	2800	006	1300	550	290	200	500	3700	1430**5	1850	110
火山の形式*2		複成火山	複成火山	複成火山	複成火山	複成火山, 溶岩ドーム	カルデラー火砕流	複成火山	複成火山, 溶岩ドーム	カルデラ,溶岩ドーム	複成火山	複成火山-カルデラ, 溶岩ドーム, 火砕丘	複成火山?	複成火山	溶岩ドーム、カルデラ		火山の形式**2	複成火山	複成火山	複成火山	複成火山	複成火山、溶岩ドーム	カルナフー火砕派	後成×山 複成火山、溶岩ドーム	カルデラ、溶岩ドーム	複成火山	複成火山-カルデラ. 溶岩ド-ム、火砕丘	複成火山?	複成火山	複成(複合)火山	溶岩ドーム, カルデラ
距離 (km)		136	136	140	142	144	146	149	153	153	154	154	154	156	157	敷地からの	距離 (km)	136	136	140	142	144	140	153	153	154	154	154	156	<u>157</u>	157
火山名*1		燧ヶ岳	オメオズ	上州武尊山	伸干巾	子特山	奈良俣カルデラ	小野子山	安達太良山	砂子原カルデラ	磐梯山	榛名山	笹 森山	猫魔ヶ岳	招沢		火山名**	縫ヶ岳	アセメキ	上州武尊山	博士山	子持山	宏良 法 J ル ナ フ 小 軽 Z 山	小卸于山 安達大良山	砂子原カルデラ	記念	榛名山	笹森山	猫魔ヶ岳	西鴉川	招沢
No.		17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30		No.	17	18	19	20	21	77	24	25	26	27	28	29	30	31

磁告流 一一 岩層なだれ、地すべり及び鈴面 新しい水口の開口	·····································	主であ しない。	の距離金に、		主であ しない。		敷地と火山の距離から,施設に影「咽(味力)に位置りること,数 鬱を及ぼす可能性はない。 - ていないことから、この重象が試	 ※研究につぼ用期間中にする。 下の通知期中にからい。 アはす可能性は十分に小ない。 						客者流 岩屑なだれ、地すべり及び 新しい火口の開口	4.1.2.2.1.2.2.1.2.2.1.2.2.1.1.2.2.1.1.2.2.1.2.2.1.1.2.2.1.1.2.2.1.2.2.1.2.2.1.1.2.2.1.1.2.2.1.2.2.1.2.2.1.2.2.1.1.2.2.1.2.2.1.2	物が主は認め	範囲の 能やは		物が主 は認め 激進は、 火圧フロントより前 が通び、★+、/-た皿++3-2、	「「「「「「」」」「「「」」」「「」」」「「」」「「」」」「「」」」「「」	「影声で次す。」間にはます。。「のういうかい」でした。「こう」「思想」の山谷の道路地間間間間に山谷の海路での一番家が武器研究の画路用間に、「「」の「「「」の「「」の「」の「」の「」の「」の「」の「」の「	をに小さい。	範囲の能性は			
	評価結果	活動履歴上,噴出物は溶岩や火砕物が3 り,火砕物密度流の発生実績は認められ	敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲(から、動地に影響を及ぼす可能性がH-4	dV) dV)	街動履歴上,噴出物は溶岩や火砕物が5 り,火砕物密度流の発生実績は認められ				敷地と火砕物密度流の到達可能性範囲0 から、 協設に 影響を B ぼ 子可能性 1-1-2	2-0、過民に尿噌を又き hi Britter 1.2 さい。				火砕物密度流(160km)	評価結果	活動履歴上,噴出物は溶岩や火砕4 であり,火砕物密度流の発生実績1 られない。	敷地と火砕物密度流の到達可能性。 距離から、 動地に影響を及ぼす可き	十分に小さい。	活動履歴上,噴出物は溶岩や火砕4 であり,火砕物密度流の発生実績1 られない。				敷地と火砕物密度流の到達可能性貧 距離から、施設に影響を及ぼす可{	十分に小さい。		
三番目金を用	의 足り 肥作 聖凶 (km)	1	約17	約18	1	約24	約6	約6	約16	約10	約23	約13	約17		到達可能性 範囲(km)	I	約17	約18	I	約24	約 96	約 96	約16	約10	#1 23	約13
のJ型目的性 (km) 勇		86	108	110	120	126	136	144	153	154	154	154	157	数もか。	の距離 (^{Km})	86	108	110	120	126	136	144	153	154	154	154
メロン (2017) 「「「」」 「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「」、「		· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	那須岳	男体・女峰 火山群	目光白根山	赤城山	燧ケ岳	子持山	安達太良山	磐梯山	榛名山	笹森山	沼沢	\$-the	火山名	高原山	那須岳	男体・女峰 火山群	日光白根火山群	赤城山	燧ケ岳	子持山	安達太良山	離梯山	₩ 後 名 田 · · ·	田橋海
.0	1	1	33	4	8	12	17	21	24	26	27	28	30		No.	-	3	4	6	13	17	21	24	26	27	28

第8.4.1 表~第8.4.2 表(省略)







変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	トレーシー・ トレーシー・





国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.1 安全設計の方針)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1. 安全設計の考え方	 安全設計の考え方
1 1 安全恐計の古針	1 1 安全設計の大針
「「「「」」「「」」「」」「」」「」」「「」」「「」」」「「」」」「「」」	1.1.1 本本的方面 百子恒施設け 以下の基本的方針のもとに安全設計を行い
「「「「「「「「「「」」」」、「「「」」」、「「「」」、「「」」、「「」」、	「「加速には、「「の金本山の」」のもとに安全にはそう。
ス設計とすス	ス設計とする
$(1) \sim (8)$	$(1) \sim (8)$
	(変更な))
(9) 原子恒施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通営運転時、運転時の	(9) 原子恒施設には一放射線から放射線業務従事者を
異堂な過渡変化時及び設計基準事故時において 原子恒施設におけろ放射性物質の濃度及	異党な過渡変化時及び設計其進事故時において 原二
び放射線量並びに周辺陸祖区域の管界付近における放射線量を陸祖及び測定するための放	び放射線量並びに周辺距相区域の倍界付近におけるた
日本の一方にのの人が行ったいの人が行ったいの人がない。 おおしていたい おおし しんしょう しんの しん	日本の日本語を設ける また 放射線管理施設にけ
進事故時における迅速な対応のために必要な情報を 中央制御室その他当該情報を伝達す	淮事故時における迅速な対応のために必要な情報を
ーキャレットにもの。 のためにあった。 このについた。 ないために、 していた。 ないために、 していた。 しい	ス 必要がある場所に表示できる設備を設けるものとっ
ロモータリングポストについてけ 非常田電源設備 無停電電源装置マけこれらと同等	田モニタリングポストについてけ 非常用発電機及び
以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに その伝送系は多様	確保するとともに その伝送系は多様性を確保した意
(10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放	(10) 原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低い。
射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を与えるおそれがあ	り線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mS
る事故について評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必	る事故について評価し、そのおそれがある場合には、
要な措置を講じた設計とする。	要な措置を講じた設計とする。
1.1.2 (省略)	1.1.2 (変更なし)
 1.1.3 計測制御系統施設の設計に関する基本方針 	1.1.3 計測制御系統施設の設計に関する基本方針
原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納	原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炸
容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要な	容器バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確
パラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御	パラメータを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時
し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の中性子東密度を監視するための核計	し、かつ、監視するための計測制御系統施設として、炉心の
装及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷	装及び原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等の
却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設ける。	却系の温度及び流量、格納容器内の圧力及び温度等を測定
$(1) \sim (4)$	$(1) \sim (4)$
(省略)	(変更なし)
(5) 原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又	(5) 原子炉保護系にあっては、ハードワイヤードロジ
<u>は機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイル</u>	<u>ハードウェアによる物理的な結線で命令を実行)で</u>
スが混入することを防止する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものと	ログ回路とする。

し、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用

目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるものとする。

い、「核原料物質、核燃料物質及び原子ともに、「設置許可基準規則」に適合す

を防護し、かつ、通常運転時、運転時の 三子炉施設における放射性物質の濃度及 放射線量を監視及び測定するための放 、放射線管理に必要な情報及び設計基 、中央制御室その他当該情報を伝達す する。大洗研究所で共用する屋外管理 <u>び</u>無停電電源装置により必要な電源を 設計とする。

いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放 Sv を超えるもの)を与えるおそれがあ < 、当該事故の拡大を防止するために必</p>

・炉カバーガス等のバウンダリ及び格納 確保するために監視することが必要な 時においても想定される範囲内に制御 いの中性子東密度を監視するための核計 Dバウンダリの圧力及び温度、1次主冷 Eするためのプロセス計装を設ける。

<u>ジック(補助継電器や配線等で構成し、</u> ⁶構成し、ソフトウェアを用いないアナ

変更後

(6) (省略)

1.1.4 工学的安全施設の設計に関する基本方針

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全 施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コ ンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュ ラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全 施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器か ら放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の 放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納 施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安 全性を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該 配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。 格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作 動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリ とし、格納容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を窒素雰囲気とする(ただし、原子 炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできる ものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格 納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部に あっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設 備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。 アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを 経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、 非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィル タ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に<u>気体</u>状の放射性物質が放出され る事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

 $1.1.5 \sim 1.1.6$

(省略)

1.1.7 誤操作の防止に関する基本方針

原子炉施設は、誤操作を防止するように設計する。<u>また、安全施設は、その運転が必要となる</u> 環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計する。 (6) (変更なし)

1.1.4 工学的安全施設の設計に関する基本方針

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全 施設等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コ ンクリート壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。 格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュ ラス部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全 施設は、設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器か ら放出される放射性物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の 放射性物質が漏えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納 施設内の放射性物質の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安 全性を損なうおそれがある場合であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に 抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウン ダリは、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瞬間的破壊が生じないよ う、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超える ことがないように設計する。

なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリ とし、格納容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を窒素雰囲気とする(ただし、原子 炉停止中において、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできる ものとする)。これらの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格 納容器窒素雰囲気調整設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部に あっては、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部は気設 備を設ける。アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。 アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタを 経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、 非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィル タ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に<u>粒子</u>状の放射性物質が放出され る事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

1.1.5 ~ 1.1.6 (変更なし)

1.1.7 誤操作の防止に関する基本方針
 原子炉施設は、誤操作を防止するように設計する。
 <u>また、安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意な可能性をもって同時にも</u>たらされる環境条件(余震等を含む。)及び施設で有意な可能性をもって同時にもたらされる環境条件を想定しても、運転員が容易に操作できるように設計するとともに、運転時の異常な過渡

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 変更前(2021.12.2付補正) (1)中央制御室に設置する制御盤等(操作スイッチ等を含む。)は、系統及び機器に応じた 配置とし、名称等を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設 の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守 点検においても誤りが生じにくいように設計する。警報表示(原子炉保護系の作動に係る ものを含む。)については、原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重 要度に応じて色分けするものとし、警報(ブザー又はベル)を発することで、運転員の注 意を喚起して、その内容を表示できるものとする。 (2)運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計 基準事故の発生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても 必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発 生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保するための措置を とるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置 をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状 の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離そ の他の適切に防護するための設備を設ける。 	変更後 変化又は設計基準事故の発生後、ある時間までは、運転員の 有の安全性及び安全保護回路の動作により、運転時の異常な 終止できるものとする。 (1)中央制御室に設置する制御盤等(操作スイッチ等・ 考慮して、系統及び機器に応じた配置とし、名称を表 イッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速 表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが 示(原子炉保護系の作動に係るものを含む。)について つ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けす を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容 また、現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる 作を防止する設計とする。 (2)原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を不 御室において、集中して対応できるものとする。運転 事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事 る安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な る。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるた 入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるた 速廠その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性 発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適 (3)「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関す 規定を定める。原子炉施設保安規定には、誤操作を防
118 安全避難通路等に関する基本方針	 ・運転要領の作成(運転管理、保守管理、事故発生) ・運転制限条件を超え、又は超えるおそれがあると言 ・地震又は火災時の措置に関すること。 ・設計想定事象等が発生した場合の措置に関するこ。 1.1.8 安全避難通路等に関する基本方針
1.1.8 女王避難通路等に関する基本方針 原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を 設ける。また、安全避難通路 <u>等</u> に設置した照明 <u>の一部</u> については、非常用ディーゼル電源系 <u>又は</u> 直流無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機 能を損なわないように設計する。 <u>さらに、設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施</u> 設内で事故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう、バッテリー内蔵型の可搬 型照明を配備する。	 1.1.8 女主避難通路等に関する基本万針 (1)原子炉施設の建物内には安全避難通路を設けるとともに

の操作を期待しなくても、原子炉の固 な過渡変化又は設計基準事故が安全に

等を含む。)は、<u>人間工学上の諸因子を</u> 表示するとともに、各盤には、操作ス 速に把握できるように運転表示、計器 が生じにくいように設計する。警報表 いては、原子炉施設の状態がより正確か するものとし、警報(ブザー又はベル) 容を表示できるものとする。

る識別を行い、保守点検における誤操

と有する安全施設に係る操作は、中央制 転時の異常な過渡変化時又は設計基準 事故の発生後に、その動作が期待され な安全機能が確保されるように設計す た場合に、原子炉の運転の停止その他 ため、従事者が支障なく中央制御室に るための操作を行うことができるよう、 一性物質及び中央制御室外の火災により 適切に防護するための設備を設ける。 引する法律」に基づき、原子炉施設保安

こと。

<u>っに、</u>安全避難通路には、その位置を<u>明</u> うに、誘導灯又は誘導標識を設ける。 は、<u>バッテリー内蔵型とするか、又は</u>非

基準事故時、及び運転時の異常な過渡変 全施設は、運転員の操作を期待しなく しに期待する対応は「監視」とし、当該 常設照明の一部について、非常用ディ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	 <u>ーゼル電源系より給電できるものとし、さらに、</u>バッテリー 電式の可搬型照明の充電は、一般電源系又は非常用ディーー (2)「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律 定める。原子炉施設保安規定には、安全避難通路等について 切な管理を行う。 ・避難用の照明に係る検査に関すること。 ・可搬型照明の必要数及び保管場所、並びに検査に関す
 1.1.9 人の不法な侵入等の防止に関する基本方針 原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有 する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること 及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。 (1)人の不法な侵入の防止 原子炉施設への人の不法な侵入(人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含 む。)を防止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を 行うことができるように設計する。 	 1.1.9 人の不法な侵入等の防止に関する基本方針 原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するま及び不正アクセス行為を防止するための設備を設ける。 (1)人の不法な侵入の防止 原子炉施設への人の不法な侵入(人による核物質な。)を防止するため、安全施設を含む区域は、これを行うことができるように設計する。大洗研究所においるための区域を設定し、柵等の障壁を設置する。当該理を行える設計とする。また、原子炉施設の周辺にはを設定し、柵等の障壁を設置するとともに、原子炉施 壁等の堅固な構造の障壁を有する区域を設け、出入日のたまのになった。
 (2)不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれることの防止 原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること(郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。)を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込まれる物件を管理できるように設計する。 	 の立入りを制限する。 (2)不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人になおそれがある物件が持ち込まれることの防止 原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件 件を損傷するおそれがある物件 (以下「不正な物品」 研究所内の人による核物質の不法な移動又は妨害破壊 外部からの爆破物又は有害物質の持ち込みを含む。) 等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込ま る。 大洗研究所の外部から搬入される郵便物や宅配料 制限するための区域外に確認場所を設け、検査装置を な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子炉施設 城する際は、整備員等による推帯只等の時込品確認
(3)不正アクセス行為の防止 原子炉施設のプラント計測・制御機能を有する安全施設は、外部からのアクセスを遮断 する設計とし、不正アクセス行為(サイバーテロを含む。)により、電子計算機等に使用目 的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止す ることができるように設計する。	 域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を 込みを防止する設計とする。 (3)不正アクセス行為の防止 原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及びを 置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通し 計とし、不正アクセス行為(サイバーテロを含む。)に うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさ ができるように設計する。また、外部から電子媒体が

ー内蔵型の可搬型照明 <u>も</u> 配備する。	<u>充</u>
-ゼル電源系により行う。	
<u> 去律」に基づき、原子炉施設保安規定</u>	を
て、以下の内容を含む手順を定め、	適

<u>すること。</u>

・炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有 おそれがある物件が持ち込まれること

質の不法な移動又は妨害破壊行為を含 らの区域への接近管理及び出入管理を いては、人及び車両の立入りを制限す 該区域の出入口は常時監視又は施錠管 は、接近管理及び出入管理を行う区域 施設には、鉄筋コンクリート造りの障 口の常時監視又は施錠管理により、人

こ危害を与え、又は他の物件を損傷する

件その他人に危害を与え、又は他の物 <u>」という。</u>が持ち込まれること(<u>大洗</u> <u>(壊行為、</u>郵便物等による<u>大洗研究所の</u> を防止するため、原子炉施設には、柵 まれる物件を管理できるように設計す 物については、大洗研究所の立入りを を用いて確認を行うことにより、不正 認の立入りを制限するための区域へ入 を行うことにより、不正な物品の持ち

 核物質防護のために必要な設備又は装 した外部からのアクセスを遮断する設 により、電子計算機等に使用目的に沿 ・させる行為による被害を防止すること が持ち込まれてコンピュータウイルス
変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	に感染する等によるシステムの異常動作を防止するた
	物理的アクセスを制限するとともに、関係者以外のフ
	原子炉保護系及び原子炉出力制御系にあっては、ハ
	ており、ソフトウェアを用いないアナログ回路とする
	設から機能的に分離されたものとする。
	原子炉制御系(原子炉冷却材温度制御系及び1次)
	ネットワークと接続されていない独立したシステムと
	原子炉制御系に対する外部からのアクセスを遮断する
	まれてコンピュータウイルスに感染する等によるシス
	子炉制御系を中央制御室に設置し、常時監視できる理
	セスを防止する設計とするとともに、中央制御室に
	に設置し、核物質防護に係る原子炉施設の出入管理
	の管理等)により人の不法な侵入を防止することで、
	中央制御室外原子炉停止盤にあっては、ソフトウ=
	<u>成するとともに、不正な操作を防止するため、手動</u> ス
	付きの盤内に設置する。
	(4) 体制
	特定核燃料物質の防護に関する業務を統一的に管理
	及び原子炉の規制に関する法律」に基づき、核物質防
	所長は、大洗研究所(南地区)原子炉施設に係る物
	統括する。所長は、緊急時に備え、あらかじめ緊急時
	るとともに緊急時対応要員を確保する。
	_(5)手順等
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関す
	を定める。核物質防護規定には、人の不法な侵入の防
	不正アクセス行為の防止に関連し、以下について遵守
	 防護区域等の設定並びに巡視及び監視に関する
	 防護区域等の出入管理に関すること。
	 防護設備の設置等に関すること。
	 ・ 情報システムセキュリティに関すること。
	 教育及び訓練に関すること。

ため、原子炉施設の出入管理により、
アクセスを防止する設計とする。
ハードワイヤードロジックで構成され
るとともに、その他の計測制御系統施

※治却材流量制御系)にあっては、外部 とすることで、電気通信回線を通した る。また、外部から電子媒体が持ち込 ステムの異常動作を防止するため、原 環境とすることで、関係者以外のアク ついて、出入口を施錠管理できる区域 (区域の設定、障壁の設置及び出入口 、物理的アクセスを制限する。

ェアを用いないアナログ回路により構 コスクラムボタンは、施錠管理できる扉

理するため、「核原料物質、核燃料物質 防護管理者を選任する。

特定核燃料物質の防護に関する業務を 時の対応組織(現地対策本部)を定め

|する法律」に基づき、核物質防護規定 |防止、不正な物品の持ち込みの防止、 |守事項を定める。|

ること。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.2 安全機能の重要度分類)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1.2 安全機能の重要度分類	1.2 安全機能の重要度分類
安全施設の安全機能の重要度を、「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」	安全施設の安全機能の重要度を、「水冷却型試験研究用」
⁽²⁾ の「添付 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」	(2)の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の
(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下	(以下「研究炉の重要度分類の考え方」という。)を参考に
のように定め、安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計	のように定め、安全施設は、その安全機能の重要度に応じ
する。	する。
1. 2. 1~1. 2. 3	1. 2. 1~1. 2. 3
(省略)	(変更なし)
1.2.4 重要安全施設の選定	1.2.4 重要安全施設の選定
重要安全施設については、「外部からの衝撃による損傷の防止」、「信頼性に対する設計上の考	重要安全施設については、「外部からの衝撃による損傷
慮」及び「電気系統に対する設計上の考慮」の観点で、安全施設のうち、安全機能の重要度が特	慮」及び「電気系統に対する設計上の考慮」の観点で、安
に高い安全機能を有するものとして選定する。	に高い安全機能を有するものとして選定する。 <u>安全機能の</u>
	<u>全施設のうち、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故</u>
	<u>るものは、これらの3つの観点から信頼性を確保した設計</u>
(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設	(1) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全
「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、そ	「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その
の機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある施設として、以	の機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばく
下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする(第 1.2.3 表参	下の施設を外部からの衝撃による損傷の防止に係る
照)。	照)。
(i) クラス1	(i) クラス1
(ii) <u>クラス2のうち、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止するための</u>	(ii) <u>クラス2のうち、特に自然現象の影響を受け</u>
<u>安全機能を有し、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、代替手段によってその機</u>	機能の維持が困難であるか、又はその修復が
<u>能の維持が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及び機器(「過</u>	
度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安全機能の喪失による周辺の公衆の	
実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えることをいう。)	
重要安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定	重要安全施設については、当該重要安全施設に大
される自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力	される自然現象により当該重要安全施設に作用する
を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。	を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して
(2) 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設	(2) 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要5
「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以	「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その
下の施設を信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする(第1.2.4 表参	下の施設を信頼性に対する設計上の考慮を必要とす
照)。	照)。
(i) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能	(i) MS-1のうち、想定される単一故障及び外
を必要とする構築物、系統及び機器	を必要とする構築物、系統及び機器
(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるこ	(ii)MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の
とを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき	とを防止するために、異常状態の緩和及び放
構築物、系統及び機器	構築物、系統及び機器

原子炉施設に関する安全設計審査指針」 の重要度分類に関する基本的な考え方」 に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以下 じて、安全機能が確保されるように設計

5の防止」、「信頼性に対する設計上の考 安全施設のうち、安全機能の重要度が特 つ重要度が特に高い安全機能を有する安 枚が発生した場合にその機能が要求され 計とする。

全施設

D機能、構造及び動作原理を考慮し、そ を与えるおそれのある施設として、以 る重要安全施設とする(第 1.2.3 表参

ナやすく、かつ、代替手段によってその 著しく困難な構築物、系統及び機器

、きな影響を及ぼすおそれがあると想定
う衝撃及び設計基準事故時に生じる応力
、適切に組み合わせるものとする。
安全施設
の機能、構造及び動作原理を考慮し、以
つる重要安全施設とする(第1.2.4表参

部電源が利用できない場合に動的機能

)公衆に過度の放射線被ばくを与えるこ 、射性物質の閉じ込め機能を果たすべき

変更前(2021.12.2 付補正)	
重要安全施設については、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合におい	重要安全施設については、想定される単一故障及び
ても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を確保し、安全機能を確保するように	ても機能できるよう、多重性又は多様性及び独立性を
設計する。	設計する。
(3) 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設	(3) 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要
「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以	「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機
下の施設を電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設とする(第1.2.5表	下の施設を電気系統に対する設計上の考慮を必要とす
参照)。	参照)。
(i) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系	(i) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合
統及び機器(ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセーフの構造及び動作	統及び機器(ただし、外部電源が利用できない場
原理を有するものを除く。)	原理を有するものを除く。)
(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるこ	(ii) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公
とを防止するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき	とを防止するために、異常状態の緩和及び放射
構築物、系統及び機器	構築物、系統及び機器
原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安	原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持する
全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。	全施設に供給するため、電力系統に連系するように設
第1.2.1表 (省略)	第1.2.1 表 (変更なし)
第1.2.2表(1) (省略)	第1.2.2表(1) (変更なし)

び外部電源が利用できない場合におい を確保し、安全機能を確保するように

要安全施設

機能、構造及び動作原理を考慮し、以 する重要安全施設とする(第1.2.5表

島合に動的機能を必要とする構築物、系 い場合にフェイルセーフの構造及び動作

の公衆に過度の放射線被ばくを与えるこ 射性物質の閉じ込め機能を果たすべき

るために必要となる電力を当該重要安 設計する。

変更前(2021.12.2付補正) 第1.2.2表(2) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設 構築物、系統又は機器 特記すべき関連系 分類 定義 機能 ① 炉心支持構造物 異常状態発生時 原子炉の緊急停止 制御棒 MS - 1に、敷地周辺公衆 及び未臨界維持機能 ② 制御棒駆動系 1) 炉心支持板 への過度の放射 1) 駆動機構 2) 支持構造物 線の影響を防止 2) 上部案内管 ② 炉心バレル構造物 する構築物、系統 下部案内管 1) バレル構造体 及び機器 ③ 後備炉停止制御棒 ③ 炉心構成要素 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1) 炉心燃料集合体 1) 駆動機構 2) 照射燃料集合体 2) 上部案内管 3) 内側反射体 3) 下部案内管 4) 外側反射体(A) 5) 材料照射用反射体 6) 遮へい集合体 7) 計測線付実験装置 8) 照射用実験装置 1 次冷却材漏えい量 原子炉容器 ① 関連するプロセス計装 の低減機能 1) リークジャケット (ナトリウム漏えい検出 ② 1次主冷却系、1次補助冷却系 器) 及び1次ナトリウム充填・ドレン系 のうち、原子炉冷却材バウンダリに 属する容器・配管・ポンプ・弁の配 管(外側)又はリークジャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系 1) サイフォンブレーク弁 1次予熱窒素ガス系 1)仕切弁 原子炉停止後 ① 原子炉容器 1次主冷却系 の除熱機能 1) 1次主循環ポンプポニーモー 1)本体 ② 1次主冷却系、1次補 タ 2) 逆止弁 助冷却系及び1次ナトリ 2次主冷却系 ウム充填・ドレン系 1) 主冷却機(主送風機を除く。) 1) 原子炉冷却材バウン ダリに属する容器・配管・ ポンプ・弁 (ただし、計装 等の小口径のものを除 く。) ③ 2次主冷却系、2次補 助冷却系、2次ナトリウム 純化系及び2次ナトリウ ム充填・ドレン系 1) 冷却材バウンダリに 属する容器・配管・ポン プ・弁 (ただし、計装等の 小口径のものを除く。) 放射性物質 ① 格納容器 の閉じ込め機能 ② 格納容器バウンダリに属する配 管・弁 安全上必須なそ 工学的安全施設 原子炉保護系(スクラム) 関連する核計装 の他の構築物、系 及び原子炉停止系への ② 原子炉保護系(アイソレーショ ② 関連するプロセス計装 統及び機器 作動信号の発生機能 ン) 安全上特に重要な 中央制御室 関連する補機冷却設 ② 非常用ディーゼル電源系(MS 関連機能 備 -1に関連するもの) ③ 交流無停電電源系(MS-1に 関連するもの) ④ 直流無停電電源系(MS-1に 関連するもの)

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 <u>*</u>
4S−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 及び未臨界維持機能	 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 3)依備炉停止制御棒 4)驱動機構 4)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	 「「心支持構造物 1)「「「小支持構造物 2)支持構造物 2)支持構造物 2)「「小レル構造物 1)「レル構造体 ③「「小構成要素 1)「「小燃料集合体 2)照射燃料集合体 2)照射燃料集合体 3)内側反射体 4)外側反射体(A) 5)材料照射用反射体 6)遮へい集合体 7)計測線付実験装置 8)照射用実験装置
		 次冷却材漏えい量の低減機能 	 原子炉容器 リークジャケット 1次主冷却系、1次補助冷却系 及び1次ナトリウム充填・ドレン系 のうち、原子炉冷却材バウンダリに 属する容器・配管・ポンプ・弁の配 (外側)又はリークジャケット 1次主冷却系 (外側)又はリークジャケット 1次主冷却系	 関連するプロセス計壊 (ナトリウム漏えい検出 器)
		原子炉停止後 の除熱機能	 1次主冷却系 1次主循環ポンプポニーモータ 2)逆止弁 	 原子炉容器 本体 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 原子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 2次主冷却系、2次排助冷却系、2次すトリウム充填・ドレン系 冷却系、2次ナトリウム充填・ドレン系
		放射性物質 の閉じ込め機能	 	
	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 作動信号の発生機能	 原子炉保護系(スクラム) 原子炉保護系(アイソレーション) 	 ① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
		安全上特に重要な 関連機能	 中央制御室 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 	 関連する補機冷却設備

亦再效

亦面品	(9091)	19 9	(台) (古)
<u> </u>	(2021.	12.2	竹佣止/

第1.2.2表(3) (省略)

第1.2.2表(3) (変更なし)

第1.2.2表(4) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

第1.2.2表(4) 安全上の機能別重要度分類表に係る定義及び該当する安全施設

変更後

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
M S - 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	燃料プール水の保持機能	 原子炉附属建物使用済燃料 貯蔵設備 水冷却池 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレーク弁 第一使用済燃料貯蔵建物使 用済燃料貯蔵設備 水冷却池 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレーク弁 第二使用済燃料貯蔵建物使 用済燃料貯蔵設備 	
		放射線の遮蔽 及び放出低減機能	 外周コンクリート壁 アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニ ュラス部常用排気フィルタを 除く。) 非常用ガス処理装置 主排気筒 放射線低減効果の大きい遮 蔽(安全容器及び遮へいコンク リート冷却系を含む。) 	
	異常状態への対応上特に 重要な構築物、系統及び 機器	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	
	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	 非常用ディーゼル電源系(M S-1に属するものを除く。) 交流無停電電源系(MS-1 に属するものを除く。) 直流無停電電源系(MS-1 に属するものを除く。) 	

分類	定義	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
M S – 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	燃料プール水 の保持機能	 原子炉附属建物使用済燃料 貯蔵設備 水冷却池 水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレーク止弁 第一使用済燃料貯蔵建物使 用済燃料貯蔵設備 水冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池 ホ冷却池	
		放射線の遮蔽 及び放出低減機能	① 外周コンクリート壁 ② アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニ ュラス部常用排気フィルタを 除く。) ③ 非常用ガス処理装置 ④ 主排気筒 ⑤ 放射線低減効果の大きい遮 蔽(安全容器及び <u>コンクリート 遮へい体冷却系</u> を含む。)	
	異常状態への対応上特に 重要な構築物、系統及び 機器	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	
	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	 非常用ディーゼル電源系(M S-1に属するものを除く。) 交流無停電電源系(MS-1 に属するものを除く。) 直流無停電電源系(MS-1 に属するものを除く。) 	

第1.2.2表(5)~第1.2.2表(6) (省略)

第1.2.3表(1) (省略)

第1.2.2表(5)~第1.2.2表(6) (変更なし) 第1.2.3表(1) (変更なし)

		変更前(2021.12.2 付補正)		変更後			
	第1.2.3 表(2) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重	[要安全施設		第1.2.3表(2) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重	[要安全施設
分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系	分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 <u>*</u>
M S - 1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 3)依備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	 「炉心支持構造物 1)炉心支持構造物 2)支持構造物 ②「炉心バレル構造物 1)バレル構造体 ③「炉心構成要素 1)炉心燃料集合体 2)照射燃料集合体 2)照射燃料集合体 3)内側反射体 4)外側反射体(A) 5)材料照射用反射体 6)遮へい集合体 7)計測線付実験装置 8)照射用実験装置 	M S - 1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 3(備炉停止制御棒 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	 「炉心支持構造物 1)「炉心支持板 2)支持構造物 2)支持構造物 (2)「炉心バレル構造物 1)バレル構造体 (3)「炉心構成要素 1)「炉心燃料集合体 (2)照射燃料集合体 (3)内側反射体 (4)外側反射体 (A) (A) (5)材料照射用反射体 (6)遮へい集合体 (7)計測線付実験装置 (8)照射用実験装置
	1 次冷却材漏えい量 の低減機能	 原子炉容器 リークジャケット 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム 充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属す る容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジ ャケット 1次主冷却系 次主冷却系 逆止弁 1次補助冷却系 サイフォンブレーク弁 1次予熱窒素ガス系	① 関連するプロセス計装(ナ トリウム漏えい検出器)		1 次冷却材漏えい量 の低減機能	 ① 原子炉容器 1) リークジャケット ② 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム 充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材バウンダリに属す る容器・配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリークジ ャケット ③ 1次主冷却系 1) 逆止弁 ④ 1次補助冷却系	 ・ ・ ・
	原子炉停止後 の除熱機能	 1次主冷却系 1次主循環ポンプポニーモータ 逆止弁 2次主冷却系 1)主冷却機(主送風機を除く。) 	 原子炉容器 本体 1次主冷却系、1次補助冷 却系及び1次ナトリウム充填・ ドレン系 原子炉冷却材バウンダリ に属する容器・配管・ポンプ・ 弁(ただし、計装等の小口径 のものを除く。) 2次主冷却系、2次補助冷 却系、2次ナトリウム純化系及 び2次ナトリウム充填・ドレン 系 冷却材バウンダリに属す る容器・配管・ポンプ・弁(た だし、計装等の小口径のものを 除く。) 		原子炉停止後 の除熱機能	 ① 1次主冷却系 1) 1次主循環ポンプポニーモータ 2) 逆止弁 ② 2次主冷却系 1) 主冷却機(主送風機を除く。) 	 原子炉容器 本体 1次主冷却系、1次補助冷 却系及び1次ナトリウム充填・ ドレン系 原子炉冷却材バウンダリ に属する容器・配管・ポンプ・ 弁(ただし、計装等の小口径 のものを除く。) 2次主冷却系、2次補助冷 却系、2次ナトリウム純化系及 び2次ナトリウム充填・ドレン 系
	放射性物質 の閉じ込め機能	 			放射性物質 の閉じ込め機能	 	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	 原子炉保護系(スクラム) 原子炉保護系(アイソレーション) 	 ① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装 		工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	 原子炉保護系 (スクラム) ② 原子炉保護系 (アイソレーション) 	 ① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な 関連機能	 中央制御室 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 	 関連する補機冷却設備 		安全上特に重要な 関連機能	 中央制御室 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 	 関連する補機冷却設備

変更前(2021.12.2 付補正)

第1.2.3 表(3) 外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
P S - 2	原子炉冷却材 バウンダリに 直接接続されていない ものであって、 放射性物質を 貯蔵する機能	 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1)貯蔵ラック 2)水冷却池 	
	燃料を安全に 取り扱う機能	① 核燃料物質取扱設備	
M S - 2	燃料プール水 の保持機能	 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1)水冷却池 2)水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレーク弁 	
	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	
	安全上重要な関連機能	 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを除く。) 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 	

第1.2.4 表 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
M S – 1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3後備炉停止制御棒 ④後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	
	1 次冷却材漏えい量 の低減機能	 1次補助冷却系 サイフォンブレーク弁 1次予熱窒素ガス系 1)仕切弁 	 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後 の除熱機能	 ① 1次主冷却系 1)1次主循環ポンプポニーモータ 	
	放射性物質 の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	 原子炉保護系(スクラム) 原子炉保護系(アイソレーション) 	 ・① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な 関連機能	 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 	 関連する補機冷却設備
M S - 2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	 アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィル タを除く。) 非常用ガス処理装置 	
	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	
	安全上重要な関連機能	 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを 除く。) 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 	

	変更後				
	第1.2.3表(3)	外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全	全施設		
	Ι				
分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系		
P S - 2	原子炉冷却材 バウンダリに 直接接続されていない ものであって、 放射性物質を 貯蔵する機能	 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1)貯蔵ラック 2)水冷却池 			
	燃料を安全に 取り扱う機能	① 核燃料物質取扱設備			
M S - 2	燃料プール水 の保持機能	 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 1)水冷却池 2)水冷却浄化設備のうち、サイフォンブレーク止弁 			
	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 			
	安全上重要な関連機能	 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを除く。) 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 			

第1.2.4 表 信頼性に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 <u>*</u>
M S – 1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3後備炉停止制御棒 4後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	
	1 次冷却材漏えい量 の低減機能	 1次補助冷却系 サイフォンブレーク止弁 1次予熱窒素ガス系 1)仕切弁 	 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後 の除熱機能	 1 次主冷却系 1) 1 次主循環ポンプポニーモータ 	
	放射性物質 の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	 原子炉保護系(スクラム) 原子炉保護系(アイソレーション) 	 ① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
	安全上特に重要な 関連機能	 非常用ディーゼル電源系(MS-1に関連するもの) 交流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 直流無停電電源系(MS-1に関連するもの) 	 関連する補機冷却設備
MS - 2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	 アニュラス部排気系 アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィル タを除く。) 非常用ガス処理装置 	
	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	
	安全上重要な関連機能	 非常用ディーゼル電源系(MS-1に属するものを 除く。) 交流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 直流無停電電源系(MS-1に属するものを除く。) 	
· 上記関	国連系は、当該系と同位の	重要度を有するものとする	

*

変更前(2021.12.2 付補正)

第1.2.5 表 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
M S - 1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3後備炉停止制御棒 40% 40% 40% 40% 41% /ol>	
	1 次冷却材漏えい量 の低減機能	 1次補助冷却系 サイフォンブレーク弁 1次予熱窒素ガス系 1)仕切弁 	 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後 の除熱機能	 ① 1次主冷却系 1)1次主循環ポンプポニーモータ 	
	放射性物質 の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	 原子炉保護系(スクラム) 原子炉保護系(アイソレーション) 	 ① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
M S - 2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	 アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィル タを除く。) 非常用ガス処理装置 	
	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	

第1.2.5 表 電気系統に対する設計上の考慮を必要とする重要安全施設

分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系 <u>*</u>
M S - 1	原子炉の緊急停止 及び未臨界維持機能	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3後備炉停止制御棒 4後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	
	1次冷却材漏えい量 の低減機能	 1次補助冷却系 サイフォンブレーク止弁 1次予熱窒素ガス系 1)仕切弁 	 関連するプロセス計装 (ナトリウム漏えい検出器)
	原子炉停止後 の除熱機能	 1 次主冷却系 1) 1 次主循環ポンプポニーモータ 	
	放射性物質 の閉じ込め機能	① 格納容器バウンダリに属する弁	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	 原子炉保護系(スクラム) 原子炉保護系(アイソレーション) 	 ① 関連する核計装 ② 関連するプロセス計装
MS-2	放射線の遮蔽 及び放出低減機能	 アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気フィル タを除く。) 非常用ガス処理装置 	
	事故時のプラント状態 の把握機能	 事故時監視計器の一部 	

*: 上記関連系は、当該系と同位の重要度を有するものとする。

変更後

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.3 耐震設計/1.4 耐津波設計)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1.3 耐震設計	1.3 耐震設計
1. 3. 1~1. 3. 2	1. 3. 1~1. 3. 2
(省略)	(変更なし)
1.3.3 地震力の算定法	1.3.3 地震力の算定法
原子 <u>力</u> 施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法により算定する。	原子 <u>炉</u> 施設の耐震設計に用いる地震力は、以下の方法に
1.3.3.1 静的地震力	1.3.3.1 静的地震力
(省略)	(変更なし)
1.3.3.2 動的地震力	1.3.3.2 動的地震力
動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動及び弾性	動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類6
設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解析により、水平2方向及び鉛直方向に	設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解
ついて適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設のうち、共振のおそれのある施設について	ついて適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設のう
は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じた動的地震力を適用する。	は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じた動的地震力を適用す
「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動は、敷地ごとに震源を特定して策定する地震動及び	「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動は、敷地ごと
震源を特定せず策定する地震動に基づき、敷地における解放基盤表面における水平成分及び鉛直	震源を特定せず策定する地震動に基づき、敷地における解
成分の地震動としてそれぞれ策定する。	成分の地震動としてそれぞれ策定する。
弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの比率の値が目安として 0.5 を下回らな	弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの
いように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針(昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員	いように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
会決定)」における基準地震動 S ₁ を踏まえ、工学的判断から基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定	会決定)」における基準地震動 S ₁ を踏まえ、工学的判断か
する。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、10 ⁻³ ~10 ⁻⁴ 程度となる。弾性設計用地震動の	する。これによる弾性設計用地震動の年超過確率は、10-3~
応答スペクトルを第1.3.1 図に、弾性設計用地震動の時刻歴波形を第1.3.2 図に、弾性設計用地	応答スペクトルを第1.3.1 図に、弾性設計用地震動の時刻
震動及び基準地震動 S1の応答スペクトルの比較を第1.3.3 図に、弾性設計用地震動の応答スペク	震動及び基準地震動 S ₁ の応答スペクトルの比較を第1.3.3
トルと敷地における地震動の一様ハザードスペクトルを第1.3.4図に示す。	トルと敷地における地震動の一様ハザードスペクトルを第
(1)入力地震動	(1)入力地震動
建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動は、解放基盤表面で定義された基準地	建物・構築物の地震応答解析に用いる入力地震動
震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・地質構造の調査及び地盤の調査の結果	震動又は弾性設計用地震動を用いて、敷地の地質・:
に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を適切に考慮するとともに、必要に応じ	に基づき、解放基盤表面からの地震波の伝播特性を
て、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮して算定する。	て、地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮
(2)動的解析法	(2)動的解析法
(i) 建物・構築物	(i) 建物・構築物
動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は時刻歴応答解析法を用いて行うものと	動的解析は、スペクトル・モーダル解析法又は
する。解析にあたっては、建物・構築物と地盤との動的相互作用を考慮するとともに、	する。解析にあたっては、建物・構築物の埋め込
建物・構築物の剛性について、それらの形状、構造、特性等を十分考慮して評価し、集	<u>定し、</u> 建物・構築物と地盤との動的相互作用を考
中質点系に置換した解析モデルを設定する。動的解析に用いる地盤のばね定数及び減衰	について、それらの形状、構造、特性等を十分考
定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動実験及び地震観測の調査結	<u>地震応答</u> 解析モデルを設定する。動的解析に用い
果等を考慮して適切な値を設定する。	全上適切と認められる規格及び基準、既往の振動
動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応答解析を行う。基準地震動に対しては、	して適切な値を設定する。
主要構造要素がある程度以上弾性範囲を超える場合には、規格・基準又は実験式等に基	動的解析は、弾性設計用地震動に対して弾性応
<u>づき、該当する部分の構造特性に応じて、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性</u>	主要構造要素の弾塑性挙動を適切に模擬した復元

こより算定する。

5. 地震」に示す基準地震動及び弾性 群により、水平2方向及び鉛直方向に ち、共振のおそれのある施設について -る。

に震源を特定して策定する地震動及び 数基盤表面における水平成分及び鉛直

・比率の値が目安として 0.5 を下回らな
・昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員
・ら基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定
・10⁻⁴程度となる。弾性設計用地震動の
リ歴波形を第 1.3.2 図に、弾性設計用地
3 図に、弾性設計用地震動の応答スペク
ぎ 1.3.4 図に示す。

は、解放基盤表面で定義された基準地 地質構造の調査及び地盤の調査の結果 適切に考慮するとともに、必要に応じ して算定する。

時刻歴応答解析法を用いて行うものと <u>み等の設置状況に応じて地盤ばねを設</u> 意慮するとともに、建物・構築物の剛性 意して評価し、集中質点系に置換した いる地盤のばね定数及び減衰定数は、安 国実験及び地震観測の調査結果等を考慮

答解析を行う。基準地震動に対しては、 C力特性を考慮した応答解析を行う。ま

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
を考慮した応答解析を行う。また、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持機能	た、Sクラスの施設を支持する建物・構築物の支持
を検討するための動的解析において <u>、建物・構築物等の主要構造要素がある程度以上弾</u>	<u>対する</u> 動的解析において <u>も、同様の</u> 応答解析を行う
性範囲を超える場合には、その弾塑性挙動を適切に模擬した復元力特性を考慮した応答	
解析を行う。	
(ii)機器・配管系	(ii)機器・配管系
機器の動的解析については、その形状を考慮した1質点系若しくは多質点系等に置換	機器の動的解析については、その形状を考慮した
した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モーダル解析	した解析モデルを設定し、設計用床応答スペクトル
又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、配管系の動的解析については、その仕	又は時刻歴応答解析により応答を求める。また、西
様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答スペクトルを用いたスペクトル・モー	様に応じて適切なモデルに置換し、設計用床応答ス
ダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。	ダル解析又は時刻歴応答解析により応答を求める。
動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全上適切と認められる規格及び基準、	動的解析に用いる機器・配管系の減衰定数は、安全
既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して適切な値を設定する。	既往の振動実験、地震観測の調査結果等を考慮して
剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が設置された床面の最大床応答加速度	剛性の高い機器・配管系は、その機器・配管系が
の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を算定する。	の1.2倍の加速度を震度として作用させて地震力を
1.3.4 荷重の組合せと許容限界	1.3.4 荷重の組合せと許容限界
$1.3.4.1 \sim 1.3.4.2$	$1. 3. 4. 1 \sim 1. 3. 4. 2$
(省略)	(変更なし)
1.3.4.3 荷重の組合せ	1.3.4.3 荷重の組合せ
地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。	地震力と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。
$(1) \sim (2)$	$(1) \sim (2)$
(省略)	(変更なし)
(3)荷重の組合せ上の留意事項	(3)荷重の組合せ上の留意事項
	(i) 耐震設計では、水平2方向及び鉛直方向の地震
(<u>i</u>)明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳しいことが判明している場合には、	(<u>ii</u>)明らかに、他の荷重の組合せ状態での評価が厳
その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよいものとする。	その荷重の組合せ状態での評価は行わなくてもよい
(<u>ii</u>) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷重による応力の各ピークの生起時刻	(<u>iii</u>) 複数の荷重が同時に作用する場合、それらの荷
に明らかなずれがあることが判明しているならば、必ずしも、それぞれの応力のピーク	に明らかなずれがあることが判明しているならば、
値を重ねなくともよいものとする。	値を重ねなくともよいものとする。
(<u>iii</u>) 上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築物の当該部分の支持機能を検討する	(<u>iv</u>)上位の耐震クラスの施設を支持する建物・構築
場合においては、支持される施設の耐震重要度分類に応じた地震力と常時作用している	場合においては、支持される施設の耐震重要度分類
荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要な荷重とを組み合わせる。なお、対	荷重、運転時の状態で作用する荷重及びその他必要
象となる建物・構築物及びその支持機能が維持されることを検討すべき地震動を第	象となる建物・構築物及びその支持機能が維持さ
1.3.1 表に示す。	1.3.1 表に示す。
1.3.4.4 許容限界	1.3.4.4 許容限界
(省略)	(変更なし)

Ξ持機能を検討するための<u>基準地震動に</u> テう。

た1質点系若しくは多質点系等に置換 いを用いたスペクトル・モーダル解析 配管系の動的解析については、その仕 なペクトルを用いたスペクトル・モー 5。

安全上適切と認められる規格及び基準、 、て適切な値を設定する。

が設置された床面の最大床応答加速度 Dを算定する。

<u>震力による応力を適切に組み合わせる。</u> 厳しいことが判明している場合には、 こいものとする。

荷重による応力の各ピークの生起時刻 ば、必ずしも、それぞれの応力のピーク

築物の当該部分の支持機能を検討する 、類に応じた地震力と常時作用している 公要な荷重とを組み合わせる。なお、対 時されることを検討すべき地震動を第 1.3.4.5 設計における留意事項 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安 全機能を損なわないように、以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認する。 なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用す る。

- (i)設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ の影響
- (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ の影響
- 1.3.5 主要施設の耐震構造
 - (1)~(2) (省略)
 - (3) 炉心及び炉心構造物

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等(全長:約2,970mm、六角外対辺長さ:約78.5mm) を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物(全高:約3,680mm、 外径:約2,520mm)は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。

燃料集合体及び反射体等は、下端部(エントランスノズル)を炉心支持構造物の炉心支持板 に嵌めこみ、かつ、軸方向中間部にスペーサーパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各 要素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造物は、燃料集合 体及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の 燃料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有 する構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台(コアサポ ート)にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備 炉停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できる ものとする。

- (4)~(7) (省略)
- 1.3.6 地震検出計

(省略)

1.3.4.5 設計における留意事項

耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その安 全機能を損なわないことを確認する。

波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、 高速実験炉原子炉施設の敷地内に設置さ れているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配管系及び関連施設のSクラス施設と の設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検討には、「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別記2」に記載の以下の項目について、 耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮する。なお、波及的影響の評価に当たっ ては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を適用する。

- (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
- (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
- (iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ の影響

(iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ の影響

1.3.5 主要施設の耐震構造

(1)~(2) (変更なし)

(3) 炉心及び炉心構造物

炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等(全長:約2,970mm、六角外対辺長さ:約78.5mm) を蜂の巣状に配列した構造で、全体をほぼ円柱形状とする。炉心構造物(全高:約3,680mm、 外径:約2,520mm)は、炉心支持構造物と炉心バレル構造物から構成する。 燃料集合体及び反射体等は、下端部(エントランスノズル)を炉心支持構造物の炉心支持板 にはめこみ、かつ、軸方向中間部にスペーサパッドを設け、原子炉運転時の熱膨張により各要 素が接触する構造とし、炉心構成要素全体の剛性を高める。炉心バレル構造物は、燃料集合体 及び反射体等を側面から支持し、その下端を炉心支持構造物にボルトで固定して、地震時の燃 料集合体及び反射体等の変形を抑制する。炉心支持構造物は、炉心重量を支持する機能を有す る構造体として、原子炉容器の円筒胴の内部の下端付近に設けられる炉心支持台(コアサポー ト)にボルト固定される。また、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後備炉 停止制御棒駆動系は、地震時に変位が生じても確実に挿入でき、原子炉を安全に停止できるも のとする。

(4)~(7) (変更なし)

1.3.6 地震検出計

(変更なし)

変更前(2021.12.2付補正)

第1.3.1表(1) クラス別施設

クラス		主要設備(*1) 補助設備(*2)		直接支持構造物(*3)	間接支持構造物(*4)		波及的影響を考慮すべき設備(*5)		
クフス	クフス別施設	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 (*6) 地震動 ^(*6)	
S	 (i) 原子炉冷却材 パウンダリを 構成する 器・配管系 	 原子炉容器 本体 本体 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系 ア子炉冷却材バウンダリに属する容器・配管・ボンプ・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。) 		 1)機器・配管等の支 持構造物 	 原子炉建物 2)原子炉附属 建物 	S_8 S_8	 1)格納容器内旋回式 天井クレーン 2)燃料出入機 	Ss Ss	
	(ii)使用済燃料を貯蔵するための施設	 原子炉附属建物使用済 燃料貯蔵設備)貯蔵ラック ン水冷却池 炉内燃料貯蔵ラック (炉心バレル構造物のうち、バレル構造体) 		 1)機器・配管等の支 持構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属 建物 	S _S S _S	 原子炉附属建物使 用済燃料貯蔵設備 キャスククレーン 原子炉附属建物使 用済燃料貯蔵設備 燃料移送機 	S _S	
	 (iii) <l< td=""><td> 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 3)下部案内管 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 </td><td> 電気計装設備(原子炉 保護系(スクラム)に関 するもの) 炉心支持板 炉心支持板 炉心支持板 炉心大け構造物 炉心水地構造物 がレル構造体 炉心燃料集合体)内側反射体(A))内制反射体(A))材料照射用反射体 (A))世洲線付実験装置 8)照射用実験装置 </td><td> 1)機器・配管、電気、 計装設備等の支持 構造物 </td><td> 原子炉建物 原子炉附属 建物 </td><td>Ss Ss</td><td></td><td></td></l<>	 制御棒 制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 3)下部案内管 ④ 後備炉停止制御棒駆動系 1)駆動機構 2)上部案内管 3)下部案内管 	 電気計装設備(原子炉 保護系(スクラム)に関 するもの) 炉心支持板 炉心支持板 炉心支持板 炉心大け構造物 炉心水地構造物 がレル構造体 炉心燃料集合体)内側反射体(A))内制反射体(A))材料照射用反射体 (A))世洲線付実験装置 8)照射用実験装置 	 1)機器・配管、電気、 計装設備等の支持 構造物 	 原子炉建物 原子炉附属 建物 	Ss Ss			
(*1 (*2 (*3 るう (*4	 主要設備 補助設備 直接支持構造物を 請接的支 	着とは、当該機能に直接 着とは、当該機能に間想 特構造物とは、主要設 にいう。 反持構造物とは、直接3	妥的に関連する設備を 安的に関連し、主要設 備、補助設備に直接取 支持構造物から伝達さ	いう。 備の補助的役割を いけけられる支持 れる荷重を受ける	持つ設備をい 構造物若しく 構造物(建物	う。 はこれらの ・構築物)	D設備の荷重を直打をいう。		

(*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、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をいう。

(*6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる地震力。

S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

S_c: 耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

 1)機器・配管等の支 持構造物 原子炉冷却材 1)本体 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリ バウンダリを 構成する機 助市却ネ反い1(人) トリ
 ウム充填・ドレン系
 1)原子炉冷却材バウン
 ダリに属する容器・配
 管・ポンク・弁(ただし、 器·配管系 計装等の小口径のもの を除く。) 原子炉附属建物使用済 1)機器・配管等の支 (ii) 使用済燃料を 持構造物 貯蔵するため 2)水冷却池
 ② 炉内燃料貯蔵ラック の施設 (炉心バレル構造物のう ち、バレル構造体) 電気計装設備(原子 炉保護系(スクラム) に関するもの)
 炉に関するもの)
 炉に支持構造物 制御棒
 制御棒駆動系)機器・配管、電気
 1)原
 計装設備等の支持
 2)原 (iii) 原子炉の緊急 1) 駆動機構
 2) 上部案内管
 3) 下部案内管
 3) 後備炉停止制御棒 停止のために 急激に負の反 構造物 応度を付加す るための施設 1) 炉心支持板
 2) 支持構造物 及び原子炉の 停止状態を維 系 デーンバレル構造物
 1)バレル構造体 バレル構造体
 炉心構成要素
 炉心燃料集合体
 原射燃料集合体
 内側反射体
 外側反射体 (A)
 5)材料照射用反射体
 (A) ^示
 1) 駆動機構
 2) 上部案内管
 3) 下部案内管 持するための 施設 6) 遮へい集合体7)計測線付実験装置

8) 照射用実験装置 (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。

(*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。 (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受け る支持構造物をいう。

(*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。 (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、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をいう。

変更後

直接支持構造物(*3)

適用範囲

(*6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる地震力。

S_B: 耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

S_c:耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

第1.3.1表(1) クラス別施

主要設備(*1)

適用範囲

原子炉容器

クラス

クラス別施設

補助設備(*2)

適用範囲

間接支持構造	造物 (*4)	波及的影響を考慮すべき	設備(*5)		
適用範囲	検討用 地震動 ^(*6)	適用範囲	検討用 地震動 ^(*6)		
 原子炉建物 原子炉附属 建物 	Ss Ss	 1)格納容器内旋回式天井 クレーン 2)燃料出入機 	Ss Ss		
		<u>3)回転プラグ</u> <u>4)1次オーバフロー系の</u> <u>一部</u>	<u>Ss</u> Ss		
		<u>5)1次ナトリウム充填・</u> ドレン系の一部 6)1次アルゴンガス系の	<u>Ss</u> Ss		
		<u>一部</u> 7)窒素ガス予熱系の一部 8)カバーガス法燃料破損	Ss Ss		
 原子炉建物 原子炉附属 建物 	S _s S _s	 (成本) (市長市) (市長市)<!--</td--><td>Ss</td>	Ss		
AE 17			S_S		
		3) 格納容器内旋回式大井 クレーン 4) 燃料出入機	<u>Ss</u> Ss		
1) 原子炉建物	Ss	 5)回転プラグ 1)格納容器内旋回式天井 	Ss Ss		
2) 原子炉附属 建物	Ss	<u>クレーン</u> <u>2) 燃料出入機</u> <u>3) 回転プラグ</u>	<u>Ss</u> Ss		

変更前(2021.12.2付補正)

第1.3.1 表(2) クラス別施設

	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造	首物 (*4)	波及的影響を考 (*!	慮すべき設 5)	備
クラス クラス別施設	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動	(*6)
S (iv) 原子炉停止 後、炉心から 崩壊熟を除去 するための施 設	 原子炉容器 本体 炉心支持構造物 炉心支持板 ジレ支持構造物 ジレ支持板 支持構造物 炉心支持板 支持構造物 炉心支持板 支持構造物 炉心表式特板 支持構造物 デレ構成要素 ゲン構成要素 ゲン構成要素 デン構成第4条 取引燃料集合体 原子炉冷却材バウングリ に属する容器・配管・ボンブボニーモータ アデ・弁(ただし、計装等の 小口径のものを除く。) 1 次主治環ボンブボニーモータ シル主治却系、2 次補助冷 2 次主冷却系、2 次ボ トリウム充填・ドレン系 冷却材バウングリリに属す る容器・配管・ボンブ・弁 (ただし、計装等の小口径 のものを除く。) 2)主冷却機 (主送風機を除 く。) 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 原子炉建物 原子炉附属建物 主冷却機建物 	Ss Ss Ss			
 (v) 原パラ却材 パランがのがい パウンがの形に 障壁となり、 1 済いをしい 1 漏えたいを低減する するための施 	 ① 原子炉容器 1) リークジャケット 2) 1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原子炉冷却材パウンダリに属する容器・配管・ボンブ・弁の配管(外側)又はリークジャケット 3) 1次主冷却系 1) 逆止弁 4) 1次補助冷却系 1) 逆止弁 5) 1次子熱窒素ガス系 1) 仕切弁 	 電気計装設 備(ナトリウム 漏えい検出器 に関するもの) 	 () 機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	Ss Ss			
 (vi) 原子戸冷却材 バウンダリ破 損事故の際に 障壁となり、 放射を直接防 ぐための施設 	 格納容器 格納容器バウンダリに属す る配管・弁 	 電気計装設 備(原子炉保護 系(アイソレー ション)に関す るもの) 	 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	Ss Ss	1) 燃料交換機	Ss	
(*1) 主要設備(*2) 補助設備	とは、当該機能に直接的 とは、当該機能に間接的	に関連する設備 に関連し、主要	情をいう。 専設備の補助的役割	創を持つ設備をい	৲ন			
				1211 - 12 m C v	10			

る支持構造物をいう。

(*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。

(*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、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をいう。

(*6) S_s: 基準地震動 S_sにより定まる地震力。

S_B:耐震Bクラス施設に適用される静的地震力。

S_c:耐震Cクラス施設に適用される静的地震力。

				変更後				
			第1.3.	1表(2) ク	ラス別施設			
クラス	クラス別施設	主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物 (*3)	間接支持構造物	为(*4)	波及的影響を考慮すべき	設備(*5)
/ / / /	> > >	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 ^(*6)	適用範囲	検討用 地震動 ^(*6)
S	 (ir) 原子炉停止 後、炉心から 崩壊熱を除去 するための施 設 	 ① 原子炉容器)本体 ② 炉心支持構造物)炉心支持核 ② 炉心支持核 ② 炉心構成要素)炉心燃料集合体 ③ 炉心構成要素)炉心燃料集合体 ② 照射燃料集合体 ② 照射燃料集合体 ④ にかざ燃料集合体 ④ にかざ燃料集合体 ④ に大主冷却系、1 次補助 冷却系及び1 次ナトリウム 充填・ドレン系 1)原二炉冷却材パウンダ リに属する容器・配管・ ポンプ・弁(ただし、計 装等の小口径のものを除 く。) 2) 1 次主席環ポンプポニ ーモータ 3) 逆止弁 ③ 2 次主冷却系、2 次排助 冷却系、2 次ナトリウム純充 填・ドレン系 1) 冷却林バウンダリに属 する容器・配管・ポンプ・ 弁(ただし、計装等の小 口径のものを除く。) 2) 主冷却機(主送風機差除除 く。) ④ 四三に左の明 ④ ④ 四三にの ○ ○ ○ ○ ○ ○		 ()機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物 	 原子炉建物 原子炉附属建物 主冷却機建物 主冷却機建物 	S ^s S ^s S ^s	1) 1次オーバフロー系の 一部 2) 1次ナトリウム充填・ ドレン系の一部 3) 1次アルゴンガス系の 一部 4) 窒素ガス予熱系の一部 5) カバーガス法燃料破損 検出設備の一部 6) 2次ナトリウム充填・ ドレン系の一部 7) 2次ナトリウム充填・ ドレン系の一部 9) 主送風機 10) ナトリウム漏えい対策 用受極	<u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸}</u> <u>S⁸</u>
	 (v) 原子庁冷却材 パウシング 項事故の際り、 (水冷却材) (水冷却材) (水冷却が) (水冷却が) (水冷却が) (水冷却が) (水冷却が) (水) (水) (水) (ホック) /ul>	 原子炉容器 リークジャケット リークジャケット 北大主冷却系、1 次補助 冷却系及び1 次ナトリウム 充填・ドレン系のうち、原子 炉冷却材パウンダリに属す る容器・配管・ボンブ・弁の 配管(外側)又はリークジャ ケット 1次主冷却系 	 電気計装設 備(ナトリウ ム漏えい) 器に関するもの))機器・配管、電 気計装設備等の 支持構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	Ss Ss		
	 (*1) 主朝 主朝 (*2) 補助 (*3) 直構 (*4) 間 (*4) 間 (*5) ぼすお (*6) S_s: 基 S_b: 耐 S_c: 耐 	備とは、当該機能に直接 構とは、当該機能に間接 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5	 	 設備をいう。 主要設備の補助 こ直接取り付け っ伝達される荷重 討震クラスに属す わ。 わ。 	的役割を持つ設備 っれる支持構造物 な受ける構造物 るものの破損に、	備をいう。 若しくはこ (建物・構 よって上位	れらの設備の荷重を正 築物)をいう。 の分類に属するものに	直接的に受け ニ波及的影響

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
第1.3.1表(3) クラス別施設	第1.3.1 表(3) クラス別施設
	主要設備(*1) 補助設備(*2) 直接支持構造物 間接支持構造物(*4) 波及的影響を考慮すべき設備(*5)
	クラス クラス別施設 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 検討用 地唇動 (*6)
	S (vi) 原子炉冷却材バ ウンダリ破損事 故の際に障壁となり、放射性物 質の放散を直接 防ぐための施設 ① 格納容器 ① 電気計装設備(原 子炉保護系(アイソ レーション)に関す るもの) 1) 機器・配管、電 (計) 1) 原子炉建物 (2) 原子炉附属建物 Ss 1) 主排気筒 Ss 2) 燃料交換機 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム充填・ ドレン系の一部 (3) 1次ナトリウム充填・ Ss Ss 1) 連携気筒 Ss 2) 燃料交換機 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム純化系 (3) 1次ナトリウム充填・ Ss Ss 1) 正常切除 2) 原子炉附属建物 1) 原子炉運物 Ss 2) 原子炉附属建物 Ss 2) 原子炉耐属建物 Ss 2) 原子炉耐属建物 Ss 2) 原子炉耐属建物 Ss 2) 原子炉耐点 Ss 2) 原子炉耐点 Ss 2) 原子炉砂菌(1) 2) 原子炉耐点 Ss 2) 原子炉耐点 Ss 2) 原子炉耐点 Ss 2) 原子炉耐点 Ss 3) 1次ナトリウム純化系 Ss Ss 3) 1次ナトリウム純化系 Ss Ss 3) 1次ナトリウム流(- (1) Ss Ss 3) 1 (2) 2) 1 (2) 2) 1 (2) 2) 1 (2) 1) 1 (2) 1) 1 (2)
主要設備(*1) 補助設備 (*2) 直接支持構造物(*3) 間接支持構造物(*4) 波及的影響を考慮すべき設備(*5)	$\frac{11}{O}$ $-\frac{11}{N}$ $\frac{1}{N}$ \frac
クラス クラス別施設 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 適用範囲 検討用 地震動 (*6) 適用範囲 検討用 地震動 (*6)	部 13) 格納容器内雰囲気調整 <u>S</u> _S
S (vii) 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 ① 核燃料物質取扱設備 1) 燃料出入機のうち、 コフィン 2) トランスファロータ のうち、本体及びケーシング 1) 機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物 1) 原子炉建物 Ss 1) 燃料取扱用キャスク カー(キャスクを除 く。) Ss 第 1) 燃料取扱用キャスク かーのうち、キャスク は、アング 3) 燃料取扱用キャスク カーのうち、キャスク 4) ナトリウム洗浄装置 のうち、回転移送機 1) 機器・配管、電気計 装設備等の支持構造 物 1) 原子炉耐属建物 Ss 1) 燃料 N ー (キャスクを除 く。) Ss	(vii) (viii) (viiii) (viiii) (viii) (viii) (viii) (viii) (viii) (viii) (viiii) (viiiiii) (viiii) (viiii) <
(win) ① 中央制御室 1)機器・配管、電気計 1)原子炉建物 Ss その他 ② 非常用ディーゼル電源 系(上記(i)~(win) に関連するもの) 1)機器・配管、電気計 1)原子炉建物 Ss ③ 交流無停電電源系(上 記(i)~(win) に関連 するもの) ③ 2)原子炉附属建物 Ss ③ 交流無停電電源系(上 記(i)~(win) に関連 するもの) ⑤ 3)主冷却機建物 Ss ⑤ 補機冷却設備(上記 (i)~(win) に関連す るもの) ⑤ 第 ※ ⑥ 空調換気設備(上記 (i)~(win) に関連す るもの) ⑤ 第	Image: Construction of the left of
 (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。 (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。 (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物をいう。 (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。 (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、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をいう。 (*6) S_a: 基準地震動 S_aにより定まる地震力。 S_b: 耐震 B クラス施設に適用される静的地震力。 S_c: 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。 第 1.3.1 表(4) (省略) 	 (*1) 主要設備とは、当該機能に直接的に関連する設備をいう。 (*2) 補助設備とは、当該機能に間接的に関連し、主要設備の補助的役割を持つ設備をいう。 (*3) 直接支持構造物とは、主要設備、補助設備に直接取り付けられる支持構造物若しくはこれらの設備の荷重を直接的に受ける支持構造物からう。 (*4) 間接的支持構造物とは、直接支持構造物から伝達される荷重を受ける構造物(建物・構築物)をいう。 (*5) 波及的影響を考慮すべき設備とは、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をいう。 (*6) S_a: 基準地震動 S_aにより定まる地震力。 S_a: 耐震 B クラス施設に適用される静的地震力。 S_c: 耐震 C クラス施設に適用される静的地震力。 第 1.3.1 表(4) (変更なし)

変更前(2021.12.2 付補正)

第1.3.1表(5) クラス別施設

		主要設備(*1)	補助設備(*2)	直接支持構造物(*3)	間接支持構造	造物 (*4)	波及的影響を考慮	(すべき設備(*5)		
クラス	クラス別施設	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 ^(*6)	適用範囲	検討用 (*6) 地震動	クラ	スク
В	(v) 放射性廃棄物以外 の放射性格物質に、そ の破損により公式 な放射線被ぼしに過大 な放射線被ぼへのあ る施設で、Sクラ ス以外の施設	 核燃料物質取扱設備 (Sクラスに属するもの を除く。) 放射線低減効果の大き い遮蔽(安全容器及び遮 へいコンクリート冷却系 を含む。) 		 1)機器・配管、電気、 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	S_8 S_8			В	(放の連破び放え施外の
	 (vi) 使用済燃料を貯蔵 するための施設 で、Sクラス以外 の施設 	 第一使用済燃料貯蔵建 物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 第二使用済燃料貯蔵建 物使用済燃料貯蔵設備 1) 貯蔵ラック 2) 水冷却池 			 第一使用済燃料 貯蔵建物 第二使用済燃料 貯蔵建物 	S _B S _B				(vi 使すS 設
	(vii) 使用済燃料を冷却 するための施設	 原子炉附属建物水冷却 池水冷却净化設備 第一使用済燃料貯蔵建 物水冷却池水冷却净化設 備 第二使用済燃料貯蔵建 物水冷却池水冷却净化設 備 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉附属建物 2)第一使用済燃料 貯蔵建物 3)第二使用済燃料 貯蔵建物 	$egin{array}{c} S_B \ S_B \ S_B \ S_B \end{array}$				(vii 使用 する
	 (viii) 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 の施設で、Sクラ ス以外の施設 	 外周コンクリート壁 アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系 (アニュラス部常常用料気 マイルタを除く。) 非常用ガス処理装置 主排気筒 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	S _B S _B				(vii 放射 を の 散 を 施 の 以 外
	(ix) その他	 中央制御室(Sクラス に属するものを除く) 非常用ディーゼル電源 系(Sクラスに属するものを除く) 交流無停電電源系(S クラスに属するものを除 く。) 直流無停電電源系(S クラスに属するものを除 く。) 直流無停電電源系(S クラスに属するものを除 く。) 電気計装設備(事故時 監視計器の一部) 補機冷却設備(上記 (i)~(vu)に関連す るもの) 空調換気設備(上記 (i)~(vu)に関連す るもの) 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 原子炉建物 原子炉附属建物 主冷却機建物 	S _B S _B S _B				(ix その
	 (*1) 主要設備 (*2) 補助設長 (*3) 直接支持 る支持構造物 (*4) 間接的 (*5) 波及的景 を及ぼすおそれ (*6) S_s:基準 S_B:耐震 	■ 2000 帯とは、当該機能に直打 帯とは、当該機能に間打 与構造物とは、主要設 を持構造物とは、直接 影響を考慮すべき設備 れのある設備をいう。	新的に関連する 読 参的に関連し、 ジ デ ジ ボ 市、補助設備に ジ 「 市 「 お 物から とは、下位の 市 じ な た お た す た た す た た た た た た た た た た た た た た た た た た た た た た	投備をいう。 主要設備の補助的 直接取り付けられ 云達される荷重を 震クラスに属する つ。	22割を持つ設備さる支持構造物若 受ける構造物(₹ ものの破損によ・	をいう。 しくはこれら ま物・構築物 って上位の分	5の設備の荷重 の)をいう。 }類に属するも	を直接的に受けのに波及的影響		(*1) (*2) (*3) る支持 (*5) を及ほ (*6) (*7) <u><u></u> ^(*7) <u></u> ^(*7)</u>
第 1.	3.1表(6)	(省略)							 第 1.3	3.1表

57			11月10日(11月(11日)	且按文持構造物(*3)	間接支持構造	物 (*4)	波及的影響を考慮	氰すべき設備((*5)
/~	クラス別施設	適用範囲	適用範囲	適用範囲	適用範囲	検討用 地震動 (*6)	適用範囲	検討用 地震動 (*	*6)
В	(v) 放射性廃棄物以外 の放射性陸廃棄物以外 速した設備で、その及び従業員にばりの一次 が対象被指により なが対象にならの ながす。 なるるな がす。 なるる が の た 設 の た の た の た の が り 生 座 物 切 に た 設 備 に の の い り 生 座 和 切 に た 設 備 空 物 切 に た 設 備 空 、 物 切 に た 設 備 で 、 の の で 、 、 の の に 、 の の で 、 の の で 、 の の の に 、 の の の 、 の の の 、 の の の の の の	 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	S _B S _B			
	 (vi) 使用済燃料を貯蔵 するための施設で、 S クラス以外の施 設 	 第一使用済燃料貯蔵建 物使用済燃料貯蔵設備 1)貯蔵ラック 2)水冷却池 第二使用済燃料貯蔵建 物使用済燃料貯蔵設備 1)貯蔵ラック 2)水冷却池 			 第一使用済燃料 貯蔵建物 第二使用済燃料 貯蔵建物 	S _B S _B			
	(vii) 使用済燃料を冷却 するための施設	 原子炉附属建物水冷却 池水冷却净化設備 第一使用済燃料貯蔵建 物水冷却池水冷却净化設備 第二使用済燃料貯蔵建 物水冷却池水冷却浄化設 備 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉附属建物 2)第一使用済燃料 貯蔵建物 3)第二使用済燃料 貯蔵建物 	S _B S _B S _B			
	 (viii) /ul>	一 外周コンクリート壁 ② アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系 (アニュラス部常用排気、マイルタを除く。)(*7) ③ ③ 非常用ガス処理装置 (*7) ④ 主排気筒 (*7)		 1)機器・配管、電気、 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 	S _B S _B			
	(ix) その他	 中央制御室(Sクラス) に属するものを除く。) 非常用ディーゼル電源系 系(Sクラスに属するものを除く。) 交流無停電電源系(S クラスに属するものを除 く。) 直流無停電電源系(S クラスに属するものを除 く。) 直流無停電電源系(S クラスに属するものを除 く。) 電気計装設備(事故時 監視計器の一部) 補機冷却設備(上記 (i)~((ii)に関連す るもの) 空調換気設備(上記 (i)~((ii) 関連す るもの) 		 1)機器・配管、電気 計装設備等の支持 構造物 	 1)原子炉建物 2)原子炉附属建物 3)主冷却機建物 	SB SB SB			
(* (* (* る (* を (* (* (*))	 主要設備と 主要設備を 主要設置備と 補助接支をを 支持間接の影響の びすま:基準震8 S₈:耐震 S₈:耐に整備する ろ。 	は、当該機能に直接的 は、当該機能に間接的 造物とは、主要設備、 う。 構造物とは、直接支設備 を考慮すべき設備とは ある設備をいう。 雲動 S _s により定まる地 クラス施設に適用され <u> 基準地震動による地震</u> <u> 力により、ベルトが外</u> ものの対象外とするが	に関関連する。 調理連し、 に可 構 造物から の で の の 耐 た で の の 耐 た で の の 耐 た で の の 耐 た で の の 耐 た で の の 耐 た で の の で の の で の の で の の で の の で の の の 耐 た で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の で の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の の で の の で の の で の の で の の で の の の で の の の で の の で の の で の の の で の の で の の の の の で の の の の の の の の の の の の の	 2 備をいう。 2 使一般です。 2 使取り付けられ 5 達される荷重を登 2 使うラスに属する 3 し。 3 と 3 と 3 と 4 にたいたい 5 と /ul>	 役割を持つ設備を る支持構造物若し 受ける構造物(建 ものの破損によっ ように整備する。 め、基準地震動に 5装着)の措置を言 	いう。 くはこれら 物・構築物 って上位の分 <u>ここで、ア</u> = <u>ここで、ア</u> = <u>よる地震力</u> <u>構定ることで</u>	の設備の荷重) をいう。 類に属するも <u>ニュラス部排</u> に対して機能 で、機能を復旧	を直接的に のに波及自 <u></u> <u></u> <u></u> <u></u> <u></u> <u></u> <u></u>	こ 的 準なの













国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.5 火災による損傷の防止に係る設計)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1.5 火災による損傷の防止に係る設計	1.5 火災による損傷の防止に係る設計
1.5.1 火災の防護に関する基本方針	1.5.1 火災の防護に関する基本方針
原子炉施設に <u>は、</u> 火災(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。)が発	原子炉施設 <u>は、原子炉の運転に影響を及ぼすおそれのある</u> 火災(ナトリウムが漏えいした場合
生し、 <u>これを検知</u> した場合において、原子炉を停止する(手動スクラム)。	に生じるナトリウムの燃焼 <u>(以下「ナトリウム燃焼」という。)</u> を含む。 <u>以下同じ。</u>)が発生し、
	<u>当該火災の発生又はナトリウムの漏えいを確認</u> した場合において、原子炉を停止する(手動スク
	ラム)。
原子炉施設 <u>には、火災により原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、火災感知設</u>	原子炉施設 <u>は、設計基準において想定される火災によっても</u> 、原子炉を停止でき、放射性物質
<u>備、消火設備及び火災の影響を軽減する機能を設け</u> 、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め	の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持で
機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるように、	きるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、
さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維	冷却機能を維持できるように設計する。
持できるように設計する。また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても	<u>ナトリウム燃焼に対しては、ナトリウム燃焼により原子炉施設の安全性が損なわれないよう、</u>
原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。	<u>ナトリウム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・</u>
	<u>ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方</u>
	策のそれぞれを講じる設計とする。一般火災(ナトリウム燃焼を除く火災をいう。以下同じ。)
	に対しては、一般火災により原子炉施設の安全性が損なわれないよう、本原子炉施設の安全上の
	特徴を考慮し、必要に応じて、「実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護に係る審査基準
	(以下「火災防護基準」という。)」及び「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考に、
	「一般火災の発生防止」、「一般火災の感知及び消火」並びに「一般火災の影響軽減」の三方策
	を適切に組み合わせる設計とする。
	また、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させ
	るための機能を損なわないように設計する。
	火災が発生した場合は、速やかに初期消火活動を行うとともに、大洗研究所内通報連絡系統に
	<u>従って通報し、火災の消火、拡大防止のための活動を行う。</u>
火災防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、糸統及び機器については、	
<u>ノェイルセーノスは多重化を基本方針とし、火災により、駆動源の喪失、糸統の遮断その他の不</u> 知らいれば変先した根へにおいてき、原子にたまたため広へらい能になたたてき、スピルない能	
利な状況が発生した場合においても、原于炉施設をより女生な状態に移行するが、又は当該状態	
機能を有りる構築物、糸杭及い機器については、小燃性材料で構成りることを基本力軒とりる。	
1.5.2 火災防護対象設備	1.5.2 火災防護対象機器
原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場	原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス1、2、3に属する構築物、系統及び機器に対
合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池において	して、適切な火災防護対策を講じる設計とする。
は、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように、以下の安全施設を火災防護対象	安全機能の重要度分類から以下の(1)~(3)の構築物、系統及び機器を火災防護対象機器
設備とする。	(火災防護対象機器を駆動又は制御するケーブル(以下「火災防護対象ケーブル」という。)を含
(1) MS-1のうち、原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する構築物、系統及び	む。火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルを以下「火災防護対象機器等」という。)として
機器	選定する。
(2) MS-1のうち、原子炉停止後の除熱機能を有する構築物、系統及び機器(1次主	なお、ここで火災防護対象機器等として抽出しなかった構築物、系統及び機器に対しては、設

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(3) MS-1のうち、安全上特に重要な関連機能を有する構築物、系統及び機器	とする。
(4) MS-2のうち、燃料プール水の保持機能を有する構築物、系統及び機器	(1)原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引き続
	系統及び機器(関連する補機を含む。)(以下「原子炉の
	原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重要度
	系統及び機器とする。
	① 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-
	② 炉心形状の維持機能(PS-1)に属する構築
	③ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号
	物、系統及び機器の一部
	④ 原子炉停止後の除熱機能(MS-1)に属する
	⑤ 原子炉冷却材バウンダリ機能(PS-1)に属
	⑥ 2次冷却材を内蔵する機能(通常運転時の炉心
	属する構築物、系統及び機器
	⑦ 1次冷却材漏えい量の低減機能(MS-1)に
	⑧ 事故時のプラント状態の把握機能(MS-2)
	⑨ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機
	及び機器の一部
	<u>⑩</u> 制御室外からの安全停止機能(MS-3)に属
	① 通常運転時の冷却材の循環機能(PS-3)に
	① プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。
	び機器
	<u>13</u> 安全上特に重要な関連機能(MS-1)及び安
	する構築物、系統及び機器の一部
	(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、
	(以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等」
	放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、安全
	する構築物、系統及び機器とする。
	① 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号
	物、系統及び機器の一部
	② 放射性物質の閉じ込め機能(MS-1)に属す
	③ 放射線の遮蔽及び放出低減機能(MS-2)に
	 ④ 安全上特に重要な関連機能(MS-1)及び安
	する構築物、系統及び機器の一部
	⑤ 原子炉カバーガスバウンダリ等のバウンダリ機
	及び機器
	<u>⑥ 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていな</u>
	<u>る機能(PS-2)に属する構築物、系統及び機</u>
	 燃料を安全に取り扱う機能(PS-2)に属す
	⑧ 放射性物質の貯蔵機能(PS-3)に属する構

<u> 売きその状態を維持するための構築物、</u>
D安全停止に係る機器等」という。)
度分類から以下の機能を有する構築物、
- 1)に属する構築物系統及び機器
<u>終物、系統及び機器</u>
号の発生機能(MS−1)に属する構築
る構築物、系統及び機器
属する構築物、系統及び機器
」の冷却に関連するもの)(PS-3)に
こ属する構築物、系統及び機器の一部
に属する構築物、系統及び機器
幾能(MS-3)に属する構築物、系統
属する構築物、系統及び機器
こ属する構築物、系統及び機器の一部
。)(PS-3)に属する構築物、系統及
安全上重要な関連機能(MS-2)に属
系統及び機器(関連する補機を含む。)
という。)
全機能の重要度分類から以下の機能を有
号の発生機能(MS−1)に属する構築
「る構築物、系統及び機器」
ニ属する構築物、系統及び機器の一部
安全上重要な関連機能(MS-2)に属
<u>幾能(PS-2)に属する構築物、系統</u>
ないものであって、放射性物質を貯蔵す
「る構築物、糸統及び機器
舞築物、系統及び機器

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	⑨ 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機
	及び機器
	(3)使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水を確
	物、系統及び機器(関連する補機を含む。)(以下「使用済
	使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の重要
	系統及び機器とする。
	 ① 燃料プール水の保持機能(MS-2)に属する
	 <u>②</u> 燃料プール水の補給機能(MS-3)に属する
	一般火災に対する火災防護対策は、火災防護基準に
	 及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適切
	せは、本原子炉施設の安全上の特徴、火災防護対象機
	による機能への影響を判断して決定する。以下の 4
	は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災の
	する。以下のi)又はii)に該当する場合は、設備や
	法等で求められる対策で機能への影響を低減すること
	なお、ここで火災防護基準に基づく対策を適用しな
	や環境条件に応じて、消防法、建築基準法等で求めら
	計とする。
	i)不燃性材料で構成されるため、火災によって、火
	響を受けない。
	ii)環境条件から火災が発生しないため、火災によっ
	能が影響を受けない。
	しない。
	」 iv)代替手段により機能を達成できるため、火災によ
	機能を喪失しない。
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・ナトリ
	- 消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三方策
 1.5.3 火災区域及び火災区画の設定 	1.5.3 火災区域及び火災区画の設定
<u>原子炉を停止し、放射性物質の閉じ込め機能を維持する</u> ための安全施設を火災から防護するこ	 <u>設計基準において想定される</u> 火災から火災防護対象機
とを目的とし、想定火災の種類や大きさ等に応じて、原子炉施設を区域・区画化し、適切な離隔	区域及び火災区画を設定し、適切な火災防護対策を講じ
距離若しくは隔壁を設けるとともに、当該区域・区画には、適切な火災感知設備及び消火設備を	原子炉施設の建物として、原子炉建物、原子炉附属建
設置する。火災区域は、建物ごとに耐火壁や防火戸により囲われた範囲を基本とする。火災区画	藏建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理建物、旧

能(PS-3)に属する構築物、系統 保し、冷却機能を維持するための構築 「燃料の冠水等に係る機器等」という。) 度分類から以下の機能を有する構築物、 構築物、系統及び機器 構築物、系統及び機器 よる「火災の発生防止」、「火災の感知 のに組み合<u>わせる設計とする。当該組合</u> 器が有する安全機能並びに火災防護対 観点を考慮することを基本とし、火災 つの観点のいずれにも該当しない場合 の感知及び消火」並びに「火災の影響軽 。。以下の<u>ⅲ)又はiv)に該当する場合</u> 意することを基本とし、火災による機)発生防止」、「火災の影響軽減」を考慮 ▷環境条件に応じて、消防法、建築基準 :を基本とする。 かった構築物、系統及び機器は、設備 かる対策で機能への影響を低減する設 、災防護対象機器が有する安全機能が影 って、火災防護対象機器が有する安全機 び防護対象機器が有する安全機能を喪失
 って、火災防護対象機器が有する安全 ム燃焼の特徴を考慮し、「ナトリウム漏 ウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の のそれぞれを講じる設計とする。 器等を防護することを目的とし、火災 る設計とする。

生物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯 |廃棄物処理建物及びメンテナンス建物

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
は、原子炉の安全停止に係る系統分離等に応じて、火災区域を分割し、耐火壁や防火戸(必要に	ごとに建物内の全体を火災区域として設定する。
応じて、防火ダンパ及び貫通部シールを含む。)により分離された範囲を基本とする。なお、これ	また、建物外に火災防護基準による対策を考慮する外
らの火災区域又は火災区画は、任意の区域又は区画に火災が発生した場合において、火災伝播に	当該火災防護対象機器等を設置する区域を火災区域とし
より火災防護対象設備の安全機能を損なわないように設計する。	火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器
	護対象機器等の配置、ナトリウムを内包する配管又は機
	配置を考慮し、火災区域を細分化した火災区画を設定す
	<u>一般火災に対して、火災防護基準による対策を考慮す</u>
	区画は、火災防護基準による「火災の発生防止」、「火災(
	減」の三方策を適切に組み合わせる設計とする。火災防
	対象機器等を設置しない火災区域又は火災区画は、設備
	<u>準法等で求められる対策で機能への影響を低減する設計</u>
	<u>ナトリウム燃焼に対して、ナトリウムを内包する配管</u>
	リウム漏えいの発生防止」、「ナトリウム漏えいの検知・
	<u>燃焼の消火」並びに「ナトリウム燃焼の影響軽減」の三</u>
	また、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する
	を起因に一般火災が発生するおそれがあることを考慮す
	<u>1.5.4</u> ナトリウム燃焼に対する火災防護対策
(なし)	(省略)
1.5. <u>4</u> 火災の発生防止	<u>1.5.5</u> 一般火災に対する火災防護対策
想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれることを防止するため、以下の火災の	1.5. <u>5.1</u> 一般火災の発生防止
発生防止対策を講じる。	設計基準において想定される一般火災により、原子炉加
(1)発火性物質及び引火性物質漏えい防止	るため、一般火災の発生防止について、以下のとおり設計
<u>原子炉施設の機器・設備等に内包される</u> 発火性物質及び引火性物質(液体) <u>に</u> は、 <u>冷</u>	(1)発火性又は引火性物質への対策
<u>却材であるナトリウム、</u> ディーセル発電機等の燃料油である重油、回転機器の潤滑 <u>オイ</u>	発火性又は引火性物質(液体)を内包する設備
<u>ル</u> 、燃料交換機把持部等のナトリウムを除去する際に使用するアルコール <u>がある。</u>	以下の対策を講じる設計とする。ここでいう発生
	アイーセル発電機等の燃料油である重油、回転構
	ナトリウムを除去する際に使用するアルコール
<u>これら</u> を内包する機器・設備等は、ベローズシール、パッキン、0 リング等を用いる	<u>(i) 漏えいの防止、拡大防止</u>
ことによる <u>発火性物質及び引火性物質(液体)の</u> 漏えい防止 <u>方策、又は、</u> 方一の漏えい	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
に備え、堰を設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡大防止 <u>方策を講じた設計と</u>	区画内における発火性又は引火性物質(液体)
\underline{T}	パッキン、0 リング等を用いることによる漏え
	また、万一の漏えいに備え、発火性又は引火
	設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡 (ハ、モー・・・・)
	<u>(ii) 配置上の考慮</u>
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
	性又は引火性物質(液体)を内包する設備の地

火災防護対象機器等を設置する場合は、 レて設定する。 器等を設置する火災区域は、当該火災防 幾器の配置、耐火壁の配置、消火設備の トる。 する火災防護対象機器等を設置する火災 の感知及び消火」並びに「火災の影響軽 方護基準による対策を考慮する火災防護 +とする。 アスは機器を設置する火災区画は、「ナト ・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム 三方策のそ<u>れぞれを講じる設計とする。</u> る火災区画にあっては、ナトリウム燃焼 する。 施設の安全性が損なわれることを防止す <u>計する。</u> 込び当該設備を設置する火災区画には、

火性<u>又は</u>引火性物質(液体)<u>として</u>は、 機器等の潤滑<u>油</u>、燃料交換機把持部等の を<u>対象とする。</u>

<u>する火災防護対象機器等を設置する火災</u> _を内包する設備は、ベローズシール、 .い防止<u>対策を講じる。</u>

:<u>性物質(液体)の保有量に応じて、</u>堰を な大防止<u>対策を講じる。</u>

する火災防護対象機器等について、発火 火災により、当該火災防護対象機器等の

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	機能を損なわないように、壁等の設置又は離隔に
	<u>(ⅲ)換気</u>
	発火性又は引火性物質(液体)を内包する設
	防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する
	<u>械換気を、屋外については、自然換気を行うも</u>
	<u>(iv)防爆</u>
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
	区画のうち、「工場電気設備防爆指針」で要求さ
	火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用す
	施すものとする。
	なお、燃料油(重油)及び潤滑油の引火点は
	く、可燃性蒸気が燃焼範囲の下限の濃度となる。
	及び潤滑油を内包する設備を設置する火災区画
	<u>せず、防爆を目的とした電気設備の接地も必要</u>
	<u>(v)</u> 貯蔵
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
	区画内の発火性又は引火性物質(液体)を内包
	質(液体)の保有量は、運転に必要な量に留め
	(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉への対策
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する
	区画において、可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が
	通風又は拡散の措置により、可燃性の蒸気又は可
	また、火災防護基準による火災の発生防止を考
	火災区画のうち、「工場電気設備防爆指針」で要
	ある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用
	<u>電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合に</u>
	のとする。
	なお、燃料油(重油)及び潤滑油の引火点は、
	可燃性蒸気が燃焼範囲の下限の濃度となることは
	潤滑油を内包する設備を設置する火災区画に設置
	要はないものとする。
	また、火災防護基準による火災の発生防止を考
	火災区画には、金属粉や布による研磨機のように
	置しないものとする。
	<u>(3) 発火源への対策</u>
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する
	区画における火花を発生するおそれのある設備は
	行い、設備の外部に火花が出ることを防止する。
	また、火災防護基準による火災の発生防止を考

こよる配置上の考慮を行うものとする。

<u>備及び火災防護基準による火災の発生</u> <u>建物の屋内は、空調換気設備による機</u> のとする。

る火災防護対象機器等を設置する火災 れる爆発性雰囲気に至るおそれのある るとともに、必要な電気設備に接地を

、室内温度や機器運転温度に比べて高
 ことはない。このため、燃料油(重油)
 に設置する電気・計装品は、防爆型と
 としないものとする。

<u>る火災防護対象機器等を設置する火災</u> する設備における発火性又は引火性物 るものとする。

<u>る火災防護対象機器等を設置する火災 発生するおそれがある場合には、換気、</u> J燃性の微粉の滞留を防止する。

<u>「慮する火災防護対象機器等を設置する</u> 求される爆発性雰囲気に至るおそれの するとともに、着火源となるような静 こは、静電気を除去する装置を設けるも

室内温度や機器運転温度に比べて高く、 はない。このため、燃料油(重油)及び 置する電気・計装品は、防爆型とする必

慮する火災防護対象機器等を設置する 静電気が溜まるおそれのある設備を設

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	火災区画における高温の設備は、高温部分を保温
	燃性物質の過熱を防止する。
	<u>(4) 水素漏えいへの対策</u>
	交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電
	おいて蓄電池から発生する水素が滞留することな
	に、水素の検知器を設置し、水素濃度が警報設定
	報を発生するものとする。当該換気設備は、外音
	<u>ないように、非常用電源設備より電源を供給する</u>
	当該換気設備は、社団法人日本電池工業会「蓄
	<u>-2001)に基づき、必要な換気容量を有したもの</u>
	換気設備が何らかの異常により停止した場合に
	とする。
	また、換気設備(換気扇)の故障に備え、可搬
	2%に達するまでに可搬式局所排気装置による換例
	焼限界濃度を超えないものとする。
	交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電
	装置やインバータを設置しないものとする。
	(5) 過電流による過熱防止対策
	動力ケーブルについて、保護継電器、遮断器、
	短絡等に起因するケーブルの過熱及び焼損を防止
(2) 不燃性材料又は難燃性材料の使用	(6) 不燃性材料又は難燃性材料の使用
火災防護対象設備には、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計とする。ただし、	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
不燃性又は難燃性の材料が使用できない場合は、金属製の盤、電線管への格納等により、	り、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計と
<u>火災の延焼を防止するための措置を講ずる。</u>	材料が使用できない場合は、不燃性材料又は難燃
<u>なお、機器、配管、ダクト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこれらの支持構造物のう</u>	を使用するものとし、代替材料の使用が技術上図
ち、主要な構造材は不燃性材料を使用する。また、火災防護対象設備が設置される火災	<u>への格納等により、他の機能を有する火災防護</u> *
区画の建物内装材には、不燃性材料を使用する。	を防止するための措置を講じる。
(3) 地絡・短絡等に起因する過電流による電力ケーブル等の過熱及び焼損の防止	(i) 主要な構造材に対する不燃性材料の使用
動力ケーブルについて、保護継電器、遮断器、ヒューズの組み合わせ等により、地絡	火災防護対象機器について、機器、配管、ダ
や短絡等に起因するケーブルの過熱及び焼損を防止する。	れらの支持構造物のうち、主要な構造材は、金
非常用ディーゼル電源系、交流無停電電源系及び直流無停電電源系のうち、火災発生	<u>を使用する。ただし、配管等のパッキン類は、</u>
リスクの高いケーブル(印加電圧が 480V を超えるもの)については、難燃ケーブルを	炎にさらされることはなく、他の火災防護対象
<u>使用する。</u>	<u>はないため、不燃性材料又は難燃性材料ではな</u>
(4) 蓄電池から発生する水素ガスの蓄積防止	金属に覆われたポンプや弁等の駆動部の潤滑油
交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池が設置される火災区画には、蓄電池	した場合でも他の火災防護対象機器等に延焼す
<u>から発生する水素が滞留することがないように、換気設備を設ける。なお、当該換気設</u>	難燃性材料ではない材料を使用する場合がある
備は、社団法人電池工業会「蓄電池室に関する設計指針」(SBA G 0603-2001)に基づ	(ii)変圧器及び遮断器に対する絶縁油等の内包
き、必要な換気容量を有したものとする。	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
上記換気設備がなんらかの異常により停止した場合には、中央制御室に警報を発生す	内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物

品材で被覆し、可燃性物質との接触や可

電池を設置する火災区画には、充電時に がないように、換気設備を設けるととも 定値に達した場合には、中央制御室に警 部電源喪失時に、機能を喪失することが る。

<u> 寄電池室に関する設計指針」(SBA G 0603</u> のとする。_

には、中央制御室に警報を発報するもの

般式局所排気装置を配備し、水素濃度が 気運転を行うことにより、水素濃度が燃

電池を設置する火災区画には、直流開閉

<u>. ヒューズ等の組合せ等により、地絡や</u> 止する。

る火災防護対象機器等は、以下のとお とする。ただし、不燃性材料又は難燃性 燃性材料と同等の性能を有する代替材料 困難な場合には、金属製の筐体や電線管 対象機器等において火災が発生すること

クト、トレイ、電線管、盤の筐体及びこ 金属材料、コンクリート等の不燃性材料 金属に覆われた狭隘部に設置し直接火 象機器等において火災が発生するおそれ ない材料を使用する場合がある。また、 由及び機器躯体内部の電気配線は、発火 するおそれはないため、不燃性材料又は 5。

-る火災防護対象機器等を設置する建物)質を内包していないものを使用する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
るものとする。また、換気設備(換気扇)の故障に備え、可搬式局排装置を配備し、万	<u>(iii)難燃ケーブルの使用</u>
一、当該換気設備が故障等により停止した場合にあっても、換気運転を継続できるもの	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する
とする。	自己消火性及び延焼性の実証試験又は当該試験
	ケーブルを使用する。ただし、核計装等のケーフ
	は耐ノイズ性を確保するため、難燃ケーブルの何
	内に敷設するとともに、電線管の開口部を熱膨弛
	させ、電線管内への酸素の供給を防止することに
	性及び延焼性を確保する。
	・ 自己消火性の実証試験:UL 規格又は ICEA
	 延焼性の実証試験:米国電気電子工学会
	_ (Ⅱ部) 第 139 号に基づく垂直トレイ試験
	(iv) 換気設備のフィルタに対する不燃性材料又
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
	設備のフィルタは、チャコールフィルタを除き
	方法)」又は「JACA No.11A(空気清浄装置用と
	日本空気清浄協会))」を満足する難燃性材料を
	(v) 保温材に対する不燃性材料の使用
	火災防護対象機器に対する保温材は、ロック
	告示第 1400 号に定められたもの又は建築基準
	を使用する。
	(vi)建物内装材に対する不燃性材料の使用
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮す
	の主要な内装材には、建設省告示第1400号に気
	性材料として認められたものを使用する。ただ
	耐放射線性、除染性及び耐腐食性の確保を目的
	に基づく難燃性が確認されたコーティング剤を
	燃性材料であるコンクリートに塗布されるもの
	た場合でも、他の火災防護対象機器等において
	また、中央制御室等の床のカーペットは、消防
	を有するものとする。
	(7) 自然現象による火災の発生防止
	落雷による火災の発生防止対策として、屋外に
	に基づき高さ 20m を超える安全施設には避雷設(
	地震による火災の発生防止対策として、火災隊
	て、十分な支持性能をもつ地盤に設置するととも
	る火災の発生を防止する。
1.5.5 火災の感知及び消火	1.5.5. <u>2 一般</u> 火災の感知及び消火
	設計基準において想定される一般火災により、原子炉旅
	るため、早期に一般火災の感知及び消火ができるように、

る火災防護対象ケーブルは、以下に示す に示される同等の性能を確認した難燃 ブルは、難燃ケーブルを使用するか、又 使用が困難な場合は、ケーブルを電線管 脹性及び耐火性を有したシール材で閉塞 により、難燃ケーブルと同等の自己消火

<u>A 規格に基づく垂直燃焼試験</u> (IEEE)規格 383 又は電気学会技術報告

ては難燃性材料の使用

<u>する火災防護対象機器のうち、空調換気</u> <u>き、「JIS L 1091(繊維製品の燃焼性試験</u> ろ材燃焼性試験方法指針(公益社団法人 と使用する。

<u>クウールやケイ酸カルシウム等、建設省</u> 推法で不燃性材料として認められたもの

する火災防護対象機器等を設置する建物 定められたもの、又は建築基準法で不燃 ごし、管理区域の床及び天井については、 なとし、旧建設省告示第1231号第2試験 を使用する。当該コーティング剤は、不 のであり、当該コーティング剤が発火し て火災を生じさせるおそれは小さい。 防法施行令第4条の3に基づく防炎性能

に位置する安全施設のうち、建築基準法 備を設ける。_

<u> 坊護対象機器は、耐震重要度分類に応じ</u> もに、自らが破壊又は倒壊することによ

施設の安全性が損なわれることを防止す 、以下のとおり設計する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(1) 火災の感知	(1) <u>一般</u> 火災の感知
早期に火災を感知するため、各火災区画等には、煙感知器を設置する。なお、設置環境条件	火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対
や対象物燃焼特性等を踏まえ、煙感知器以外のものを使用する場合がある。中央制御室に設置	るため、早期に火災の感知を行えるように、火災感知器
される防災監視盤は、火災感知器が作動した場合に警報を発し、かつ火災の発生場所が特定で	知器という。以下同じ。)と受信機から構成される火災感
<u>きるものとする。火災防護対象設備が設置される火災区画等の火災感知器、及び中央制御室に</u>	ここで、感知器とは、火災により生じる熱、煙又は炎
設置される防災監視盤については、外部電源喪失時に、その機能を喪失することがないように、	信号等を発生するものであり、かつ、消防法に定められた
非常用電源設備より電源を供給する。	検知装置とは、感知器と同等の機能を有するが、検定品
<u>ナトリウム漏えいの感知には、ナトリウム漏えい検出器を用いる。原子炉冷却材バウンダリ</u>	火災感知器について、感知器は、消防法施行規則第23
及び冷却材バウンダリ等を構成する容器及び配管等(主冷却機を除く。)には、接点式のナトリ	<u>とし、検知装置は、監視範囲に死角がないように設置す</u>
ウム漏えい検出器を設ける。主冷却機については、その構造に鑑み、光学式のナトリウム漏え	火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防護対
<u>い検出器を使用する。ナトリウム漏えい検出器が作動した場合に警報を発し、かつ火災の発生</u>	災区画における放射線、取付面高さ、温度、空気流等の
<u>場所が特定できるものとする。なお、原子炉冷却材バウンダリにあっては、リークジャケット</u>	<u>と等、予想される火災の性質を考慮して、異なる感知方</u>
<u>等を有しており、ナトリウム漏えい検出器は、原子炉冷却材バウンダリとリークジャケット等</u>	区画のうち、建物内における異なる感知方式の火災感知
のアニュラスに設置されるため、原子炉冷却材バウンダリ破損に伴うナトリウム漏えいは、当	<u>るため、平常時の状況(温度、煙の濃度)を監視し、かつ</u>
<u>該ナトリウムが系統外に漏えいする前に感知される。2次主冷却系配管が位置するエリア、重</u>	上昇)を把握することができるアナログ式の煙感知器と
油を貯蔵するエリア及び現場電源盤が設置されるエリアにおいては、監視用 ITV を設置し、中	<u>とする(アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知器</u>
<u>央制御室のモニタにより、その状況を確認できるものとする。</u>	<u>般エリア」という。)。ただし、環境条件等から当該組合</u>
	感知方式として、煙感知器、熱感知器、炎感知器の優先
	アナログ式の炎感知器とアナログ式の熱感知カメラを設
	なお、火災防護基準による火災の感知を考慮する火災
	における火災の感知は、設備や環境条件に応じて、消防
	低減することを基本とする。
	<u>以下に、一般エリア以外の火災感知器の設置について</u>
	<u>(a)防爆エリア</u>
	防爆エリアは、蓄電池又は燃料油を貯蔵する機器
	万一の爆発を考慮し、消防法施行規則第23条第4項
	感知器と防爆型の非アナログ式の熱感知器を設置す
	防爆型の非アナログ式の煙感知器及び防爆型の非
	誤作動を防止する。
	 防爆型の非アナログ式の煙感知器については
	蒸気を生じる設備を設置しないものとする。
	 防爆型の非アナログ式の熱感知器については
	を使用する。
	(b) 中天井エリア
	<u>中天井エリアは、火災感知器の取付面高さが 8m 以</u>
	第23条第4項における熱感知器の取付面高さに係る
	エリアは、消防法施行規則第23条第4項に基づき、
	の炎感知器を設置する。
	非アナログ式の炎感知器は、以下により誤作動を

象機器等に対する火災の影響を限定す
(感知器及び検知装置を合せて火災感
<u> 感知設備を設置する。</u>
を利用して火災の発生を感知し、火災
た型式適合検定に合格したものをいい、
ではないものをいう。
条第4項に基づき設置することを基本
<u> 3.</u>
象機器等を設置する火災区画は、各火
環境条件や炎が生じる前に発煙するこ
式の火災感知器を設置する。当該火災
器の組合せとしては、誤作動を防止す
つ、 火災現象(急激な温度や煙の濃度の
アナログ式の熱感知器の組合せを基本
の組合せを適用するエリアを以下「一
せを適用できないエリアについては、
順で組合せを設定する。建物外は、非
置する。
防護対象機器等を設置しない火災区画
法で求められる対策で機能への影響を
<u>示す。</u>
を有するエリアである。当該エリアは、
頃に基づき、防爆型の非アナログ式の煙
<u>a.</u>
アナログ式の熱感知器は、以下により
、設置する場所に誤作動の要因となる
、作動温度が周囲温度よりも高いもの
ム上で 20m 未満であり、消防法施行規則
る適用範囲を超えるエリアである。当該
アナログ式の煙感知器と非アナログ式
<u>防止する。</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	 非アナログ式の炎感知器は、炎特有の性質を
	赤外線方式を使用する。
	<u>(c) 高天井エリア</u>
	高天井エリアは、火災感知器の取付面高さが 20m 以
	4 項における煙感知器及び熱感知器の取付面高さに
	当該エリアは、消防法施行規則第23条第4項に基づ
	施行規則第23条第4項の適用範囲は超えるが、空調
	れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏まえて煙を
	煙感知器を設置する。
	<u>(d) 屋外エリア</u>
	屋外エリアは、火災防護基準による火災の感知を
	る屋外のエリアである。当該エリアは、火災防護基準
	護対象機器等を全体的に監視できるように非アナロ
	知カメラを設置する。
	(e) 火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防
	火災防護基準による火災の感知を考慮する火災防
	煙感知器を設置することを基本とする。ただし、多
	場所、正常時に煙が滞留する場所又は水蒸気が多量
	置する。また、放射線量が高く、かつ、火災感知器
	を設置した場合に火災感知器の保守点検ができない
	のとする。火災感知器を設置しない場所を以下に示す
	・ 原子炉建物内の「炉容器ピット」
	 原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶
	 廃棄物処理建物内の「濃縮液タンク室等の高
	化処理室(B)及び固体廃棄物B貯蔵庫B」
	火災感知器の作動状況を中央制御室で監視するため
	の受信機(以下「防災監視盤」という。)及び熱感知
	<u>する。防災監視盤は、火災感知器が作動した場合に</u>
	場所を一つずつ特定することにより、火災の発生場
	<u>メラ用の受信機は、熱感知カメラが作動した場合に</u>
	監視画像を一つずつ確認することにより、火災の発行
	<u>火災感知設備は、外部電源喪失時に、機能を喪失</u>
	備(非常用ディーゼル電源系及び蓄電池)より電源
	火災感知設備は、自動試験及び遠隔試験等により、
	<u>なお、燃料油(重油)を貯蔵するエリア及び現場</u> 電
	監視用 ITV を設置し、中央制御室のモニタにより、
	また、原子炉運転中、格納容器(床下)は、高温
	<u>器が故障するおそれがある。このため、格納容器(</u>)
	容器(床下)を窒素雰囲気で維持し、火災が発生す

·検出することにより、誤作動の少ない

以上であり、消防法施行規則第23条第 係る適用範囲を超えるエリアである。 うき、非アナログ式の炎感知器と消防法 換気設備の運転状態に応じた空気の流 有効に感知できるようにアナログ式の

考慮する火災防護対象機器等を設置す 準による火災の感知を考慮する火災防 グ式の炎感知器及びアナログ式の熱感

方護対象機器等を設置しないエリア
 「護対象機器等を設置しないエリアは、
 「重の燃料油等による火災が想定される
 」に発生する場所等には、熱感知器を設
 の設置ができないか、又は火災感知器
 い場所には、火災感知器を設置しないも
 」
 …
 」
 …
 」

·詰室」

濃度廃液収納タンク設置室」及び「固

め、熱感知カメラ以外の火災感知器用 カメラ用の受信機を中央制御室に設置 警報を発し、かつ、火災感知器の設置 所を特定できるものとする。熱感知力 警報を発生し、かつ、熱感知カメラの 生場所を特定できるものとする。

<u>することがないように、非常用電源設</u> を供給する。

<u>、機能に異常がないことを確認する。</u> 電源盤が設置されるエリアにおいては、 状況を確認できるものとする。

・高放射線環境となるため、火災感知 (床下)に設置する火災感知器は、格納 るおそれがない期間については、火災

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	感知器を事前に撤去又は作動信号を除外し、原子炉停止後
	やかに交換又は復旧する運用とする。
2)火災の消火	(2) <u>一般</u> 火災の消火
各火災区画等には、可搬式消火器(ABC消火器又は特殊化学消火剤等)を配置し、運転員	火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難と
等により火災の消火を行うことを基本とする。	<u>によりABC消火器・二酸化炭素消火器(以下「可搬式消火器</u>
火勢が強く、運転員等による消火が困難なことが想定される場所については、ハロン消火設	時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となる火
備を設置し、遠隔操作による消火活動を可能とする。なお、原子炉施設は、ナトリウムを取り	して、ハロン消火設備を設置する。
扱うことを踏まえ、水を用いた消火設備を有しないため、消火設備の破損、誤動作又は誤操作	なお、原子炉施設は、ナトリウムを取り扱うことを踏まえ、
により、火災防護対象施設の安全機能を喪失することはない。ただし、ナトリウムを取り扱わ	<u>いものとする。ただし、ナトリウムを取り扱わない第一使用済</u>
ない第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物には、屋内消火ポンプ式消火栓を配	<u>料貯蔵建物には、屋内消火ポンプ式消火栓を設置する。</u>
備する。	現場操作が必要となる場所にあっては、バッテリ内蔵型又は
中央制御室には可搬式消火器を配置し、常駐する運転員により、火災の早期発見・早期消火	<u>電できる照明を常設する。また、中央制御室には、バッテリ</u> 内
に対応できるものとする。	要に応じて持参できるものとする。
火災防護対象施設が設置される火災区画等において、手動操作による固定式消火設備に期待	原子炉施設には、消火活動に必要となる防護具を設置すると
する場合には、固定式消火設備(ハロン消火設備)が、当該火災区画での火災により、機能を	や消火訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟
喪失することがないように、独立性を考慮したものとする。また、固定式消火設備は、外部電	(a) 可搬式消火器
<u>源喪失時に、その機能を喪失することがないように、蓄電池を有したものとする。</u>	火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画
消火活動に必要な照明を確保するため、中央制御室には、可搬式照明器具を配置する。また、	が 20 分未満となる火災区画とする。ただし、火災の等価時間
原子炉施設には、消火活動に必要となる消火服や空気呼吸器を配備するとともに、定期的に装	<u>器(床上)等、体積が大きく火災時に煙の充満により消火活動</u>
備装着訓練や消火訓練を実施することで、これらの機材の使用に係る習熟度向上を図る。	区画は、可搬式消火器で消火を行う。
	火災時に煙の充満により消火活動が困難とならない火災区画
	<u>等を金属製の筐体・金属製の可とう電線管に収納すること又に</u>
	<u>することにより、当該機器の火災に起因して、他の機器等で火</u>
	ともに、消火活動が困難とならないように、可燃性物質の量を
	の発生を抑えるものとする。
	(i) 可搬式消火器の設置
	<u>a</u> .原子炉施設で保有するABC消火剤の量は、火災区画
	期消火の成否を考慮した上で十分な量を備えるものとす
	<u>b.</u> 可搬式消火器は、各火災区画において、それぞれの可
	(大型消火器の場合は 30m)以下となるように各階ごとに
	消火器を設置しない場合は、当該火災区画の入口から歩
	は30m)以下となる場所に設置する。
	<u> </u>
	<u>d.</u> ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災
	消火器)を設置しないものとする。
	(ii) 可搬式消火器の自然現象に対する機能、性能の維持
	<u>a.敷地付近の水戸地方気象台での記録 (1897 年〜2013 年</u>
	であり、可搬式消火器は、使用温度範囲が当該最低気温に
	用することにより凍結を防止する。

(2)火災の消火

後に空気雰囲気に置換した後、速

とならない火災区画は、運転員等 引していた。)で消火を行い、火災 k災区画には、固定式消火設備と

水を用いた消火設備を設置しな 斉燃料貯蔵建物及び第二使用済燃

は非常用ディーゼル電源系より給 内蔵型の可搬型照明を配備し、必

とともに、定期的に装備装着訓練 熟度向上を図る。

画は、基<u>本的に、火災の等価時間</u> が20分を超えるものの、格納容 動が困難となるおそれはない火災

画にあっては、可能な限り、機器 は使用時以外は通電しない運用と 火災が発生することを防止すると を少なく管理することにより、煙

画の可燃<u>性物質の量に対して、初</u> -る。

搬式消火器に至る歩行距離が 20m に設置する。火災区画内に可搬式 行距離が 20m (大型消火器の場合

素消火器を設置する。 区画には、可搬式消火器(ABC

年) によれば、最低気温は-12.7℃ こ適切な余裕を考慮したものを使

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	b. 可搬式消火器及びハロン消火設備は、風水害に
	うに屋内に設置することを基本とする。ただし、可
	風水害に対して、性能が著しく阻害されないように
	<u> </u>
	<u> c.</u> 可搬式消火器は、地震や振動により転倒しない
	(ⅲ) 可搬式消火器の破損、誤作動又は誤操作による
	可搬式消火器(二酸化炭素消火器)については、
	した場合にあっても、機器等に影響を及ぼすことは
	については、転倒・落下し破損しないように転倒防」
	また、可搬式消火器は、誤作動又は誤操作を防止
	用するものとする。
	(b) 固定式消火設備(ハロン消火設備)
	固定式消火設備(ハロン消火設備)を設置する火災時
	火災区画は、基本的に、火災の等価時間が 20 分以上とな
	(i) 固定式消火設備(ハロン消火設備)の主な仕様
	<u>a</u> .固定式消火設備(ハロン消火設備)の消火剤に
	b. 固定式消火設備(ハロン消火設備)の消火剤の
	<u>c</u> . 中央制御室から固定式消火設備(ハロン消火設
	内にアクセスすることができる場合、固定式消火部
	現場(火災範囲外)に設置した起動装置による手動制
	原子炉附属建物のケーブル室は、多くのケーブルを
	室に設置する中央制御室の制御盤等のケーブルにつ
	性及び視認性を確保することを目的に近接して設置
	きるように、当該室の固定式消火設備(ハロン消火)
	<u>d.</u> 固定式消火設備(ハロン消火設備)は、外部電
	いように、非常用電源設備より電源を供給するもの
	e.固定式消火設備(ハロン消火設備)が故障した:
	<u>鳴するものとする。</u>
	<u>f</u> .固定式消火設備(ハロン消火設備)は、作動前
	を吹鳴するものとする。
	(ii)固定式消火設備(ハロン消火設備)の自然現象は
	<u>a.</u> 固定式消火設備(ハロン消火設備)に使用する
	168℃)は低く、凍結するおそれはない。
	<u>b. 固定式消火設備(ハロン消火設備)は、風水害</u>
	ように、建物内に設置するものとする。
	<u>c.</u> 火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象
	固定式消火設備(ハロン消火設備)は、基準地震動
	いものとする。固定式消火設備(ハロン消火設備)
	屋外と連結する配管を設置しないものとする。

対して、性能が著しく阻害されないよ		
可搬式消火器を屋外に設置する場合は、		
工、格納箱等に収納する等の対策を講じ		
いように転倒防止措置を講じる。		
影響		
 消火剤の性状により、設置場所で破損		
ない。可搬式消火器(ABC消火器)		
するため、訓練を受けた運転員等が使		
に一切を満に上り消水活動困難とたろ		
<u>トロハベ 卒 酉 に ゲ る。</u>		
け ハロン 1201 た体田子 Z		
$は、 ハロン 1301 を使用 _{1} る。$		
2個)の起動装置の設置場所に 20 分以		
設備(ハロン消火設備)の起動方式は、		
起動とすることを基本とする。ただし、		
を有すること、狭いこと、及びケーブル		
ついて、当該制御盤等は、運転員の操作		
置することから、火災の影響を軽減で		
設備)の起動方式は、自動起動とする。		
源喪失時に、機能を喪失することがな		
のとする。		
場合には、中央制御室に故障警報を吹		
に運転員等の退出ができるように警報		
に対する機能、性能の維持		
に対して、性能が著しく阻害されたい		
· 象機哭笑を設置する水災区両における		
<u>参阪師寺で取員、の八次区圏にわける</u> による地震力に対して燃出た商生した		
は、地震にわける地盤変位対束として、		

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	(ⅲ)固定式消火設備の破損、誤作動又は誤操作によ
	固定式消火設備(ハロン消火設備)に使用する消
	高いため、金属への直接影響は小さい。また、沸点
	フッ素等の機器等への残留は少ないため、機器への
	固定式消火設備(ハロン消火設備)が破損、誤作
	ン 1301 の無毒性濃度と同等の濃度である。当該濃加
	<u>濃度ではないため、酸欠に至ることもない。</u>
1.5. <u>6</u> 火災の影響軽減	1.5. <u>5.3 一般</u> 火災の影響軽減
 (1) 火災区画等の分離 	設計基準において想定される一般火災により、原子炉加
火災発生により他の区域・区画の火災防護対象設備に影響を及ぼさないために、火災区画等	<u>るため、一般火災の影響軽減について、以下のとおり設</u> 調
は、耐火壁、防火戸、防火ダンパ及び貫通部シール(不燃性パネル又は不燃性パテを使用)に	(1) 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉
より分離する。なお、火災区画等で可燃物を保管する場合は、金属製のキャビネット等に収納	<u>について、系列の異なる当該火災防護対象機器等は、異</u>
する。金属製のキャビネット等以外で保管する場合は、「1.5.7 火災の影響評価」に基づき実	する。当該火災防護対象機器等を設置する火災区画の耐
施する火災の影響評価において設定した各火災区画等の仮置き可燃物の制限量を超えないよう	機器等の配置及び火災の等価時間を考慮して設定する。
に、可燃物の量を管理するとともに、発火源や火災防護対象設備と適切に分離されるように、	災区画の火災の等価時間が3時間を超え、かつ、隣接す
その離隔距離等を管理する。	護対象機器等を設置する場合は、火災区画間の耐火壁を
また、非常用ディーゼル電源系のうち、火災発生リスクの高いケーブル(印加電圧が 480V を	するか、隣接する火災区画の系列の異なる当該火災防護
超えるもの)の敷設ルートは、他のケーブル等への影響がないように、離隔距離を確保又は電	隔壁を設置し、当該隔壁と耐火壁を合わせて3時間以上
<u>線管を用いて施工する。さらに、地下階に設置されているディーゼル発電機及びボイラー設備</u>	(2) 系列の異なる火災防護基準の火災の影響軽減を考慮す
に使用する重油の貯蔵タンク内のベーパが建物内に滞留しないよう、これらのタンクにはベン	象機器等を同一の火災区画内に設置する場合は、中央制
ト管を設けるものとし、ベーパを屋外に放出・拡散させるものとする。	統分離を以下のいずれかにより行う設計とする。
<u>中央制御室が使用できない場合において、中央制御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩</u>	<u>a. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考</u>
<u>壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。</u>	<u>護対象機器等について、互いの系列間を3時間以上の</u> 耐
(2) ナトリウム漏えいに係る影響の軽減	<u> </u>
<u>ナトリウムを保有する区画には、耐火能力を有する鋼製のライナ又は受樋を設置し、ナトリ</u>	b. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考
ウムとコンクリートが直接接触することを防止することで火災の影響を軽減する。	<u>護対象機器等について、互いの系列間を1時間の耐火能</u>
<u>1次冷却材を内包する機器・設備を二重構造とし、二重壁内を窒素雰囲気として、1次冷却</u>	<u>災感知設備及び自動消火設備を設置する。ただし、中央</u>
材が漏えいした場合にあっても、当該ナトリウムが燃焼することを防止する。また、原子炉運	で速やかに移動し、ハロン消火設備を起動できる場合は
転中においては、1次冷却材を内包する機器・設備が設置される格納容器(床下)を窒素雰囲	操作によるハロン消火設備を設置する。また、火災時に
気とし、万一、1次冷却材が二重壁外へ漏えいした場合にあっても、当該ナトリウムが燃焼す	<u>ず、かつ、中央制御室から火災の発生した火災区画まで</u>
ることを防止する。	ができる火災区画は、自動消火設備の設置に代えて、可
2次冷却材を内包する機器が設置される主冷却機建物においては、多量のエアロゾルの発生	<u>る。</u>
を想定し、その拡散を防止するため、換気空調設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるものと	(3) 中央制御室及びケーブル室における火災の影響軽減に
し、他の区画等への影響を軽減する。また、2次冷却材が漏えいした場合には、系統のナトリ	(i) 中央制御室に対する火災の影響軽減
<u>ウムをドレンし、漏えい量を低減し、火災の影響を軽減する。</u>	中央制御室の制御盤等は、運転員の操作性及び視
	設置することから、一つの制御盤等に系列の異なる
	<u>て、以下により火災の影響軽減を行う設計とする。</u>
	① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する
	ケーブルに対する火災の影響軽減

る影響

肖火剤(ハロン1301)は、電気絶縁性が 気が低く揮発性が高く腐食生成物である D影響も小さい。

<u>乍動又は誤操作した場合の濃度は、ハロ</u> 度は、雰囲気中の酸素濃度を低下させる

施設の安全性が損なわれることを防止す 計する。

三の安全停止に係る火災防護対象機器等 長なる火災区画に設置することを基本と 耐火壁の耐火能力は、当該火災防護対象 当該火災防護対象機器等を設置する火 二る火災区画に系列の異なる当該火災防 と3時間以上の耐火能力を有するものと 長対象機器等に対して耐火能力を有する この耐火能力を有するものとする。

き慮する原子炉の安全停止に係る火災防 耐火能力を有する隔壁等により分離す

き慮する原子炉の安全停止に係る火災防 と力を有する隔壁等で分離し、かつ、火 に制御室から手動起動装置の設置場所ま は、自動消火設備の設置に代えて、手動 に煙の充満により消火活動が困難となら ご速やかに移動し、消火活動を行うこと J搬式消火器による消火を行うものとす

こついては、以下のとおり設計する。

認性を確保することを目的に近接して ケーブルが接続されることを踏まえ

ら原子炉の安全停止に係る火災防護対象
変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系列の
	壁により1時間の耐火能力を確保することはできない
	敷設し、火災の影響を軽減する。当該耐火テープに-
	ものを使用する。
	 火災の早期感知
	中央制御室には、固有の信号を発する異なる種類の
	感知器を設置する。
	常駐する運転員による火災の早期感知に努めると
	影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る系列の
	する制御盤等は、早期に火災を感知し、火災の影響
	置する。当該煙感知器は、中央制御室に設置する煙
	るものとする。
	<u>③ 火災の早期消火</u>
	中央制御室内には、可搬式消火器として、ABC
	響を与えない二酸化炭素消火器を設置する。
	常駐する運転員は、火災を感知した場合、火災の
	化炭素消火器による消火を行う。当該消火活動の際に
	ることによる人体への影響を考慮して、中央制御室に
	<u>する。常駐する運転員による火災の早期感知及び消</u>
	めて、定期的に訓練を実施する。
	また、中央制御室には、煙の充満により消火活動に
	を設置する。
	(ii) ケーブル室に対する火災の影響軽減
	中央制御室の下方に位置するケーブル室においては、
	いこと、及びケーブル室に有する中央制御室の制御盤等
	等は、運転員の操作性及び視認性を確保することを目的
	央制御室の制御盤等に接続する箇所でケーブルが近接す
	災の影響軽減を行う設計とする。
	 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原
	ケーブルに対する火災の影響軽減
	火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原
	ケーブルは、施工に必要な隙間を確保できる範囲に
	耐火シートを敷設した電線管内に敷設する。当該耐力
	ることができない中央制御室の制御盤等に接続する
	保することはできないものの、耐火能力を有する耐
	減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能
	<u>②</u> 火災の早期感知
	ケーブル室には、固有の信号を発する異なる種類の
	感知器を設置する。

のケーブルについて、盤内は狭く耐火 ないものの、可能な限り耐火テープを こついては、30 分の耐火能力を有する

類の火災感知器として、煙感知器と熱

とともに、火災防護基準による火災の の異なる火災防護対象ケーブルを接続 響を軽減するため、盤に煙感知器を設 煙感知器よりも早期に火災を感知でき

C消火器に加えて、電気機器への悪影

<u>の影響を軽減するため、1~2本の二酸</u> 際には、二酸化炭素が局所的に滞留す 室に設置する二酸化炭素濃度計を携帯 消火を図るため、消火活動の手順を定

動に支障を来さないように、排煙設備

は、多くのケーブルを有すること、狭 28年のケーブルについて、当該制御盤 目的に近接して設置することから、中 後することを踏まえて、以下により火

原子炉の安全停止に係る火災防護対象

原子炉の安全停止に係る火災防護対象 において、1時間の耐火能力を有する 耐火シートを敷設した電線管を敷設す る狭隘部には、1時間の耐火能力を確 耐火テープを敷設し、火災の影響を軽 能力を有するものを使用する。

類の火災感知器として、煙感知器と熱

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ケーブルの火災を早期に検知し、火災の影響を
	アイバ温度センサを設置する。
	なお、光ファイバ温度センサは、消火後の状況
	<u> </u>
	<u>③ 火災の早期消火</u>
	ケーブル室には、自動起動又は現場(火災範囲
	ることができる固定式消火設備(ハロン消火設備
	当該固定式消火設備(ハロン消火設備)は、光
	御室に警報が発せられた場合、現場(火災範囲外
	ものとする。当該固定式消火設備(ハロン消火設
	感知器が作動する前に行う操作であり、その際に
	バ温度センサが誤作動したものではないことを確
	動装置を設置しないものとする。
	また、当該固定式消火設備(ハロン消火設備)
	動起動するものとする。万一、自動起動しなかっ
	いて、運転員が手動で起動するものとする。
	④ 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する
	ケーブルを敷設する電線管内での火災
	火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する。
	ケーブルを敷設する電線管内の火災については、
	線管の開口部を熱膨張性及び耐火性を有したシー
	また、上記電線管内で火災が発生した場合には
	絡又は短絡するため、警報や指示値の異常が発生
	し、原子炉の停止を行い、その後、火災の発生場
	電線管内には光ファイバケーブルを敷設しないも
	消火されず、電線管の外部に延焼した場合には、
	策により、火災の影響を軽減することができる。
	(4) 換気設備は、他の火災区画の火、熱又は煙が、火災防
	災防護対象機器等を設置する火災区画に悪影響を及ぼさ
	当該防火ダンパを設置する換気設備のフィルタには、フ
	ールフィルタを除き、「JIS L 1091(繊維製品の燃焼性語
	清浄装置用ろ材燃焼性試験方法指針(公益社団法人 日本
	材料を使用する。
	(5) 運転員が常駐する中央制御室には、火災時の煙を排気
	造方法に準じた排煙設備を設置する。
	を考慮する必要はない。
	 (6) 地下階に設置される燃料油(重油)の貯蔵タンク内の
	該タンクにはベント管を設け、ベーパを屋外に排気でき

軽減できるよう、検知装置として光フ
を確認することにも使用することがで
外)において、運転員が手動で起動す
を設置する。
ファイバ温度センサが作動し、中央制
において、運転員が手動で起動する
備)の手動起動は、ケーブル室の火災
は、ケーブル室内において、光ファイ
認するため、中央制御室には、手動起
は、複数の感知器が作動した場合に目
た場合には、現場(火災範囲外)にお
百己后の定合信止に反て止然吐進出色
<u> 尿丁アの女主庁正に床る八次防護対象</u>
原子炉の安全停止に係る火災防護対象
電線管内で窒息消火されるよう当該電
ル材で閉塞する。
、当該電線管内のケーブルが断線、地
する。当該警報や指示値の異常を確認
所を特定して復旧することとし、上記
のとする。万一、上記電線管内で窒息
「1.5.5.3 (3) (ii)①~③」の対
護基準の火災の影響軽減を考慮する火
ないように、防火ダンパを設置する。
ィルタの延焼を防護するため、チャコ
忒験方法)」又は「JACA No.11A(空気
<u> </u>
できるように、建築基準法が定める構
排気に伴う放射性物質の環境への放出し
<u>// ハローロ ノルス411エア/ 良、/ / 水元 、/ / 八八日</u>
ベーパが建物内に滞留しないよう、当
るものとする。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	(7)火災区画で可燃性物質を保管する場合は、原則として
	られた構造方法に準拠した防火性能を有する鋼製のキャ
	<u>ット以外で保管する場合は、「1.5.5.5</u> 一般火災の影響
	響評価において設定する可燃性物質の制限量を超えない
	火災防護対象機器等と適切に分離されるように、米国電
	距離を準用し、可燃性物質の位置を管理する。さらに、
	ことによる火災予防措置を講じる。
	1.5.5.4 個別の火災区域又は火災区画における留意事項
	以下に示す火災区域又は火災区画は、それぞれの特徴
	(1) ケーブル処理室
	本原子炉施設においてケーブル処理室には、原子炉附
	ケーブル室は、1箇所の入口を設置する設計とすると
	高さ1.5m未満の分離となる設計とするが、ケーブル室内
	えるよう、自動起動の固定式消火設備(ハロン消火設備
	また、ケーブルトレイ間は、幅 0.9m、高さ 1.5m 未満
	(3) (ii)」に示す対策を講じることにより火災の影
	(2) 電気室
	本原子炉施設において電気室は、電源供給のみに使用
	(3) 蓄電池室
	蓄電池室の換気設備は、一般社団法人電池工業会「蓄
	うに維持できるように設計する。当該換気設備が故障し
	設計とする。
	(4)ポンプ室
	大きい等、火災時に煙の充満により消火活動が困難とな
	ける消火に当たっては、空気呼吸器等を装備するものと
	とともに、可搬型の排煙装置を準備し、必要な場合には
	呼吸具の装備及び酸素濃度の測定をし安全確認後に入室
	(5) 中央制御室等
	調換気設備の貫通部には、防火ダンパを設置する設計と
	中央制御室等の床のカーペットは、消防法施行令第4
	を使用する設計とする。
	(6)使用溶燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備
	使用溶燃料貯蔵設備の貯蔵ラックは、水冷却池におい
	ラック内の使用溶燃料等が臨界に達するおそれがたいよ

、建設省告示第 1360 号において定め ビネットに収納する。鋼製のキャビネ 評価」に基づき実施する一般火災の影 ように、管理するとともに、発火源や 気電子工学会(IEEE)規格 384 の分離 当該可燃性物質は、不燃シートで覆う

を考慮した火災防護対策を講じる。

属建物中2階のケーブル室が該当する。 ともに、ケーブルトレイ間は、幅0.9m、 内に消防隊員が入室しなくとも消火が行 うを設置する設計とする。

5の分離となる設計とするが、「1.5.5.3 「響を軽減する設計とする。」

|する設計とする。

:い設計とする。

電池に関する設計指針 (SBA G 0603 也室の水素濃度が 2%を十分下回るよ
 た場合は、中央制御室に警報を発する

そのうち、ポンプの設置場所は、体積が こるおそれは小さい。当該ポンプ室にお こし、運転員等の安全には十分留意する は、扉の開放や当該装置により換気し、 だする設計とする。

8を構成する範囲)と他の火災区画の空 <u>する。</u>

条の3に基づく防炎性能を有するもの

いて、水中に設置されている。当該貯蔵 こうに、適切な間隔を確保する設計とす

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	新燃料貯蔵設備では、床面で吊り下げられた収納管に
	に達するおそれがないように、収納管を適切な間隔を有
	<u>に、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当該設</u>
	を仮定しても、実効増倍率は 0.95 以下に保つことができ
	(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備
	原子炉建物及び原子炉附属建物において、廃ガス処理
	<u>ンク室の火災区画に関連する空調換気設備は、当該火災</u>
	<u>ルタを介して、主排気筒に導入し、外部に放出するもの</u>
	ぐことができる設計とする。
	なお、これらの火災区画では、水による消火活動を実
	使用済イオン交換樹脂は、ステンレス鋼製容器に、チ
	は、金属製容器又は金属製保管庫に貯蔵する。
	放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備にお
	火災事象に至るような放射性廃棄物を貯蔵しない。金属
	ム設備により、固体廃棄物を直接洗浄するか、又は除去
	を用いて、金属ナトリウムを除去する。除去した金属ナ
	より安定化するものとし、また、金属ナトリウムが付着
	化し、貯蔵中の火災の発生を防止する。
1.5.7 火災の影響評価	1.5. <u>5.5 一般</u> 火災の影響評価
火災防護対象設備については、ケーブル火災、潤滑油及び燃料油の火災並びに仮置き可燃物に	設計基準において想定される一般火災(ナトリウム燃料
よる火災を想定した影響評価を行い、その安全機能が損なわれることがないように設計する。	して、「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」を参考
	とを以下により評価する。
	(i) 火災区画内における火災源の火災荷重及び燃焼率か
	を算出する。
	(ii) 火災区画内で想定される火災に対して、当該火災区
	類及び消火設備を確認し、火災の感知及び消火方法が
	区画への火災の伝播を評価する。
	(iii)設計基準において想定される火災による火災防護基
	の安全停止に係る火災防護対象機器等への影響を確認
	<u>1.5.6 手順等</u>
(なし)	(省略)

新燃料等を収納する。新燃料等が臨界
するように配列した設計とするととも
備が水で満たされるという厳しい状態
きるように設計する。
室、廃液タンク室、アルコール廃液タ
<u>区画の空気を排気ラインに設けたフィ</u>
とし、環境への放射性物質の放出を防
施しない。
物処理設備は、不燃性材料(鉄鋼又は金
けることはない。
ャコールフィルタ及び HEPA フィルタ
いては、冷却が必要な崩壊熱が発生し、
ナトリウムが付着している、若しくは
テナンス建物に設けた脱金属ナトリウ
用の治具類(スクレーパー、ヘラ等)
トリウムは、脱金属ナトリウム設備に
している治具類についても同様に安定
<u> 焼に伴う一般火災の重畳を含む。)に対</u>
に、原子炉の安全停止が達成できるこ
ら、当該火災区画内の火災の等価時間
画に設置されている火災感知設備の種
適切であること、並びに隣接する火災
準の火災の影響軽減を考慮する原子炉
する。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.6 溢水による損傷の防止に係る設計)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1.6 溢水による損傷の防止に係る設計	1.6 溢水による損傷の防止に係る設計
1.6.1 溢水の防護に関する基本方針	 1.6.1 溢水の防護に関する基本方針
原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃	原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配行
料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止で	料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生
き、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きそ	き、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また
の状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の	の状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備
冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、原子炉施設内の放射性物質を含む	冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。
液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、	液体を内包する容器、配管その他の設備から放射性物質
当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。	当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。
<u>溢水防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、</u>	なお、原子炉施設において、原子炉の運転に影響を及ば
フェイルセーフ又は多重化を基本方針とし、溢水により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不	検知した場合には、運転員の手動スクラム操作により、
利な状況が発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態	
を維持することにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。また、	
放射性物質を含む液体を内包する容器又は配管の破損によって、当該容器又は配管から放射性物	
<u>質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいするおそれのあるもの</u>	
(当該区画に管理区域外との連絡通路(扉等)があるもの)を対象とし、堰を設ける等の措置を	
<u>講じる。</u>	
1.6.2 溢水防護対象設備	1.6.2 溢水防護対象機器
原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場	原子炉施設は、安全機能の重要度分類がクラス1、2、
合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池において	して、適切な溢水防護対策を講じる設計とする。
は、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように、以下の安全施設を溢水防護対象	安全機能の重要度分類から以下の(1)~(3)の構築
設備とする。	(溢水防護対象機器を駆動又は制御するケーブルを含む。
(1) MS-1のうち、原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能を有する構築物、系統及び	(1)原子炉を停止し、また、停止状態にある場合は引
機器	物、系統及び機器(関連する補機を含む。以下「原-
(2) MS-1のうち、原子炉停止後の除熱機能を有する構築物、系統及び機器(1次主	原子炉の安全停止に係る機器等は、安全機能の重
循環ポンプポニーモータを除く)	物、系統及び機器とする。
(3) MS-1のうち、安全上特に重要な関連機能を有する構築物、系統及び機器	① 原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能(MS-
(4) MS-2のうち、燃料プール水の保持機能を有する構築物、系統及び機器	② 炉心形状の維持機能(PS-1)に属する構築
	③ 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号
	物、系統及び機器の一部
	④ 原子炉停止後の除熱機能(MS-1)に属する
	 原子炉冷却材バウンダリ機能(PS-1)に扉
	⑥ 2次冷却材を内蔵する機能(通常運転時の炉心)
	属する構築物、系統及び機器
	⑦ 1次冷却材漏えい量の低減機能(MS-1)に
	⑧ 事故時のプラント状態の把握機能(MS-2)
	⑨ 緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機
	及び機器の一部

管の破損、消火系統の作動又は使用済燃 Eじた場合においても、原子炉を停止で た、停止状態にある場合は、引き続きそ 備の水冷却池においては、使用済燃料の また、原子炉施設内の放射性物質を含む を含む液体があふれ出た場合において、

3に属する構築物、系統及び機器に対

築物、系統及び機器を溢水防護対象機器。)として選定する。

引き続きその状態を維持するための構築 子炉の安全停止に係る機器等」という。) 重要度分類から以下の機能を有する構築

号の発生機能(MS-1)に属する構築

<u>3構築物、系統及び機器</u> 属する構築物、系統及び機器 いの冷却に関連するもの)(PS-3)に

<u>ニ属する構築物、系統及び機器の一部</u> <u>に属する構築物、系統及び機器</u> 幾能(MS-3)に属する構築物、系統

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	 ① 制御室外からの安全停止機能(MS-3)に属
	① 通常運転時の冷却材の循環機能(PS-3)に
	① プラント計測・制御機能(安全保護機能を除く。)
	<u>び機器</u>
	13 安全上特に重要な関連機能(MS-1)及び安
	する構築物、系統及び機器の一部
	(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築
	む。以下「放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機
	放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等は、
	を有する構築物、系統及び機器とする。
	① 工学的安全施設及び原子炉停止系への作動信号
	物、系統及び機器の一部
	 ② 放射性物質の閉じ込め機能(MS-1)に属す。
	④ 安全上特に重要な関連機能(MS-1)及び安
	 する構築物、系統及び機器の一部
	⑥ 原子炉冷却材バウンダリに直接接続されていな
	る機能(PS-2)に属する構築物、系統及び機
	⑦ 燃料を安全に取り扱う機能(PS-2)に属す
	 ⑥ 放射性物質の貯蔵機能(PS-3)に属する構
	 ⑨ 核分裂生成物の原子炉冷却材中への放散防止機
	(3) 使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料の冠水
	構築物、系統及び機器(関連する補機を含む。以下
	という。)
	使用済燃料の冠水等に係る機器等は、安全機能の
	築物、系統及び機器とする。
	 ① 燃料プール水の保持機能(MS-2)に属する
	② 燃料プール水の補給機能(MS-3)に属する ⁵
	溢水防護対策については、本原子炉施設の安全上の特徴
	等、放射性物質の貯蔵又は閉じ込めに係る機器等、使用済
	全機能、配置、構造及び動作原理に係る以下の2つの観点
	る機能への影響を判断して決定する。
	(1)環境条件から溢水が発生しないため、溢水によっ
	 (2) 密封構造を有するもの。又は水環境での使用を想
	その機能が影響を受けたい

する構築物、系統及び機器
属する構築物、系統及び機器の一部
) (PS-3) に属する構築物、系統及
全上重要な関連機能(MS-2)に属
物、系統及び機器(関連する補機を含
器等」という。)
安全機能の重要度分類から以下の機能
の発生機能(MS-1)に属する構築
ス構築物の系統及び機器
届する構筑物 系統及び機器の一部
主工里安な関連機能(MS-2)に腐
光(DC 9)に屋上て港筑崎 ズ汝
<u> 『FS-2</u> 』に属りる構築物、米杭
いものであって、放射性物質を貯蔵す
る構築物、糸統及び機器
築物、系統及び機器
能(PS-3)に属する構築物、系統
を確保し、冷却機能を維持するための
「使用済燃料の冠水等に係る機器等」
重要度分類から以下の機能を有する構
構築物、系統及び機器
構築物、系統及び機器
<u> </u>
燃料の冠水等に係る機器等が有する安
を考慮することを基本とし、溢水によ
て、その機能が影響を受けない。
<u>定しているものであり、溢水によって</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1.6.3 <u>溢水の影響評価</u> 溢水防護対象 <u>設備</u> については、以下の溢水を想定した影響評価を行い、没水及び被水により、	1.6.3 <u>溢水源の想定</u> 溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢
その安全機能が損なわれることがないように設計する。	溢水を想定した影響評価を行い、 <u>没水、被水及び蒸気</u> によ ないように設計する。 <u>また、使用済燃料貯蔵設備水冷却池</u>
	当該液体が管理区域外へ漏えいしない設計とする。
(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の破損等により生じる溢水	(1) 溢水の影響を評価するために想定する機器の
① 高エネルギー配管*1(完全全周破断)からの溢水	① 高エネルギー配管*1(完全全周破断)から
*1 呼び径>25A (1B)	*1 呼び径>25A (1B)
運転温度>95℃又は運転圧力>1.9MPa [gage]	運転温度>95℃又は運転圧力>1.9MF (ただし、応力評価及び非破壊検査を実施し
② 低エネルギー配管*2(配管内径の 1/2 の長さと配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫	② 低エネルギー配管*2 (配管内径の 1/2 の長
通クラック)からの溢水	通クラック)からの溢水
*2 呼び径>25A (1B)	*2 呼び径>25A (1B)
運転温度≦95℃かつ運転圧力≦1.9MPa [gage]	運転温度≦95℃かつ運転圧力≦1.9MF
(ただし、静水頭圧の配管は除く。)	(ただし、静水頭圧の配管は除く。)
(2) 原子炉施設内で生じる異常状態(火災を含む。)の拡大防止のために設置される系統	(2) 原子炉施設内で生じる異常状態(火災を含む
からの放水による溢水	からの放水による溢水
① 火災検知により自動作動するスプリンクラーからの放水	① 火災検知により自動作動するスプリンクラ
	は、当該設備を有しない。)
② 建物内の消火活動のために設置される消火栓からの放水	② 建物内の消火活動のために設置される消火
(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水	(3) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢
① 原子炉施設内に設置された機器の破損による漏水(耐震重要度分類B、Cクラス	① 原子炉施設内に設置された機器の破損によ
機器の破損)	機器の破損)
② 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシングによる溢水	② 使用済燃料貯蔵設備水冷却池のスロッシン
	<u>1.6.4</u> 溢水防護区画の設定
	<u>溢水防護区画は、基本的に壁、扉で区切られた部屋単位</u>
	いる全ての区画、中央制御室、及び現場操作が必要な場合
	設定する。ただし、「環境条件から明らかに溢水が発生し」
	環境での使用を想定しているものであり、明らかに溢水の
	水防護対象機器にあっては、溢水防護区画の設定を除外で
	機器に関連するケーブル類は、端部(電源盤等)を除き、
	ないと判断できるため、溢水防護区画の設定の対象外とす
	<u>ない場合を除く。)。さらに、必要に応じて、堰等も区画に</u>
	<u>1.6.5 没水の影響への対策</u>
	想定される溢水により、溢水防護対象機器が、没水によ
	<u>示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を</u> 認
	(1) 溢水源を保有する区画には、基本的に、漏水検知

益水影響評価ガイド」を参考に、以下の い、その安全機能が損なわれることが のスロッシングによる溢水については、 破損等により生じる溢水 の溢水 Pa [gage] ているものについては除外可能) とこと配管肉厚の 1/2 の幅を有する貫 Pa [gage] 。)の拡大防止のために設置される系統 ラーからの放水<u>(ただし、原子炉施設</u> く栓からの放水 記水 :る漏水(耐震重要度分類B、Cクラス) / グによる溢水 立とし、溢水防護対象機器が設置されて 合には、設備へのアクセス通路について ない」、「密封構<u>造を有するもの、又は水</u> の影響が生じない」の条件を満足する溢 できるものとする。また、溢水防護対象 その被覆等により、溢水の影響を受け する(溢水の影響を受けないと判断でき に用いるものとする。 こり安全機能を損なわないよう、以下に 溝じる。 路又は漏油検知器を設置する。吹き抜

変更前(2021,12.2 (抽評) 変更的 ご思いた時に近びに痛いている。素に勝いたいなどなどです。 ご思いた時に近びに痛いている。素に勝いたいなどをなどです。 ごとなりになびにないできた。 近点が時に近びに痛いている。 ごとないたいである。 近点が時に近いないできた。 ごとないたいである。 近点が時に近いないです。 ごとないたいです。 近点が時に近いないできた。 ごとないたいです。 近点が時に近いないできた。 ごとないたいです。 近点が時に近いてきたいたいです。 ごとないたいです。 近点が時に近いてきたいたいできた。 ここないたいです。 近点が時に近いてきたいたいです。 ここないたいです。 近点が時に近いてきたいたいできた。 ここないたいです。 近点が時に近いてきたいたいできたいです。 ここないたいです。 近点がきまたり、 ここないできたいできたいできたいできたいできたいできたいできたいできたいできたいできた		
 日空なられての「したっては、品下用に地を出き込むせ」 海水会理要とは適味を知識は、高水の生きを確認に こ本人は空夢といた意味」としていたい。他ですの「「「」」」」 「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 活動を通知した構成のであったが、「ないない」のないで、「ないない」のないで、「ないない」のないで、「ないない」のないで、「ないない」のないで、「ないない」のないで、「ないない」のない」のない、「ないない」のない、「ないない」のない、「ないない」のない、「ないない」のない、「ないない」のない、「ないない」のない、「ないない」のない、「ないない」、「ないない、」、「ないない、「ない、」、「ない、」、「ない、」、「ない、」、「ない、」、「ない、、、、、、、、」、「ない、、、、、、、、、、		<u>け等を有する区画にあっては、最下層に検知器を設置す</u>
 満た参加第な15回転物が起こしる洗みの空地を支援 生また調理機能による流さい空かを全要して認識することのです。 ことの、中央調整が出た。パックジロ営業に関連であった。 ごとの、中央調整が出た。パックジロ営業によるの読 ごとの、中央調整が出た。 ごとの、中央調整が出た。 ごとの、中央調整のによる。 ごとの、中央調整のによる。 ごとの、中央調整のによる。 ごとの、中の調整のによる。 ことの、から認知をないたがた、認知をなかない、数分を定ちた。 この、市大学の構成の構成の構成の構成の構成していた。 この、市大学の構成の構成の構成の構成していた。 この、市大学の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成していた。 この、市大学の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成のないたかられた。 この、市大学の構成していた。 この、市大学の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の構成の、 この、市大学の構成の構成の構成の構成の構成の、 この、この、この、この、この、この、この、この、この、この、この、この、この、こ		漏水検知器又は漏油検知器は、溢水の発生を確実に
 作品意味的工作の読みた時にに関連を含む 単語にあっては、バックリ内意限とは建設パイモが、 パックリ内意限とは建設パームの構成の実施 定る、ため、中央制御中には、バックリ内意限とは建築によるが ないまたするとともに、外端山路観大地に、その特徴 空田田地広道(1984) ディージルが起意との読みにあっては、大学山本版に この時間がの描えたましては、安全山本板、 金とり着点の濃大きのよどものに、外端山路観大地に、その特徴 金田田地広道(1984) ディージルが起意との読みと読みに、この時間 金田田地広道(1984) ディージルが起意との読みと読みといては、安全山本板、 金とり着点の濃大きのよどものに、外端山路観大地大いないまたする。 金とりた点の濃大を防止するまたときに、外端山路観を使いためいまたものまた。 金と加る点の濃大きのまたものまた。 金と加る点の濃大きのまたものまた。 (1) 加大的影響を感染してい、違大の影響 超なたいためにないため、建たりた、 (1) 加大的影響を感染してい、違大の影響を感染してい、違大の影響をついためいためにまたする。 (1) 加大の影響の効果 (1) 加大の影響の効果 (1) 加大の影響の効果 (1) 加大の影響の効果 (2) 加大の影響の効果 (2) 加大の影響の効果 (2) 加大の影響の認知とていた。 (3) 加大の影響の効果 (4) 加大の影響の効果 (5) 加大の影響の効果 (5) 加大の影響の効果 (5) 加大の影響の効果 (6) 加大の影響の効果 (7) 加大の影響の読みたまた。 (7) 加大の影響の読みたまた。 (7) 加大の影響の読みたまた。 (7) 加大の影響の読みたまた。 (7) 加大の影響の効果 (7) 加大の影響のか、 (7) 四大の影響の (7) 四大の影響の (7) 四大の影響の<th></th><th>漏水検知器又は漏油検知器により溢水の発生を早期</th>		漏水検知器又は漏油検知器により溢水の発生を早期
 場所にあっては、パックリントは置くなは広気用ブレーはしてした。また、ロック制いしてはないため、パックリントは置くないます。このようしても、パックリントは置くないます。このないのでは、こくしたし、外球運営の実施したこの構成のですが、ころのはないなどしてもく、外球運営の実施したころの構成におしていた。この時間が日本にかっては、やくたまた、小球運営の実施していたのでは、ためたないなどもすう。」 (3) 広火防運をのただれ、このようないなどもすう。」 (4) 広火の影響ののため、「ためにないなどか」では、ためにないなどもすう。」 (5) 広火防運をのたたし、「ためにないなどか」では、ためにないなどもすう。」 (6) 広火の影響ののため、「ためにないなどもすう」」 (7) 広火防運をのたたし、「ためにないなどか」では、ためにないなどもすう。」 (8) 広火の影響ののため、「ためにないなどもすう」」 (9) 広火の影響ののため、「ためにないなどもすう」 (9) 広火の影響ののため、「ためにないなどもすう」 (1) 広火の影響のため、「ためにないなどもすう」 (1) 広火の影響のために、「ためになるなども」 (2) 運動を得るのただは、「ためになるなども」 (3) 広火の影響のために、「ためになるなどもする」 (4) 広火の小球がないなどもする。 (5) 広火など、「ためになるなどもする」 (5) 広火など、「ためになるなどもする」 (6) 広火ないなどもする。 (7) 広火など、「ためになるなどもする」 (7) 広火など、「ためになるなどもする」 (8) 広火など、「ためになるなどもする」 (9) 近火など、「ためになるなどもする」 (1) 近次の影響がないなどをする。 (2) 近次でなどなどなど、「ためになるなどもする」 (3) 広火など、「ためになるなどもないなどもする」 (4) 広火ななるなどをしていためになどもする」 (5) 広火などなどなどなどをしていためになどもする。 (4) 広火ななるなどがなどなどもする。 (4) 広火ななるなどがなどもする。 (5) などなどなどのなどもする。 (4) 広火ななどなどなどなどなどなどもする。 (5) などなどなどなどなどなどもする。 (5) などなどなどなどなどとなどのとことする。 (5) などなどなどなどなどもなどて、 (6) 広火ななんどがなどもする。 (7) などなどなどなどなどもなどで、 (7) などなどなどなどとなる。 (7) などなどなどなどなどなどなどとなどのとびといて、 (7) などななどなどなどろ。 (7) などななどなどなどなどろ。 (1) などなななどなどくろ。 (2) などななどなどくろ。 (3) などななるなどとなどろ。 (4) などなななどなどなどなどろ。 (5) などなどなどなどろ。 (5) などなどろ、 (5) などなどなどろ、 (5) などなどろ、 (4) などななんどがとなどろ。 (5) などなどなどろ、 (5) などなどろ、 (5) などなどろ、 (5) などなどろ、 (5) などろ、 (5		作又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設
 ゴム、二キスの開催には、ベックリ内電型の可強化 はなられのとする。 派はなどの「おおかっぷう」を見たして記録を使用してきました。 がたいなどをするとしてきた。 がられたが、工作などの構成していため、目 ないなどをするときたは、外部電源の表明に、その現象 が出たがた。 「はなかたできたいため、目 を回る話からぶうからまする。「ほやしため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といないため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからまする。」 「といため、目 を回る話からぶうからますでる。 「といため、目 などうからなどがして、その構成が回るたからないため、 などとして、その機能が出るからいたるを記述する。 」 「このがらるたがた」たいていなどをおきる。 「し、「ないためになられたいていなどをなるます。 」 などがったいなどの話がられ、こというないたます。 」 などの意味が可能ないため、 などったるためにするな話が、 などっためにないながたいなどでいなどをなる。 「このがるることが、 などでしていないなどをなるまます。 」 などでは、 などでしたいながられたいなどをなるまます。 」 などのではたいながたいないで、 などでしたいながらないないなどではまする。 などでしていなどをなるまます。 などのに、 などでしていなどをなるためでは、 「このでのたにお」ためになるためにはまする。 などでしていないなどをなるまます。 などのに、 などのに、 などのに、 などのに、 などのに、 などのに、 などのに、 などのにはなどのながないなどのになるまなるまます。 、 などのに、 などので、 ていためためまるまままます などのに、 などのに、 などのでのでるまたまままままま		場所にあっては、バッテリ内蔵型又は非常用ディーゼル
 できるものとする。 ば本検知識素以清加速加設は、気空地設施したる思 がたき出産るの活動を知られ、気空地設施したるの がたきまたするとれて、発生が認識実施に、その検診 第用理想整備(非常用ディージル理論業及び普理池) 		する。また、中央制御室には、バッテリ内蔵型の可搬型
 諸水格知惑及び激速後知為は、基準地震烈動による地 ないなけとするとたに、外面電気防衛にする支持して、この構築 第二階級の構築の認知に行いては、整や中水板、第 を加り意次の認入を防止する気持たする、壁や中水板、第 を加り意次の認入を防止する気持たする、壁や中水板、第 を加り意次の認入を防止する気持たする、壁や中水板、第 を加り意次の認入を防止する気持たする、壁や中水板、第 を加り意次の認入を防止するためにないの表とする。 (3) 温水防滞対象機構の設置量をを来上げし、温水防滞 をと即らな計とする。 (1) 温水防滞対象機構の設置量をを来上げし、温水防滞 をと即らな計とする。 (1) 温水防滞可必の対策、以によれるを加入をおかず対応を通 、数次により、 アホリッマ市かの対策、以によれるも知らた対策を通 くのり温水の技術を防止する気持たする、壁や中水板、第 を図り温水の技術を防止する気持たする、壁や中水板、第 を図り温水の技術を防止する気持たする、壁や中水板、第 を図り温水の技術を防止する気持たする、 電力にないて、空機構成が行いた場合もかがな影響する。 したして、空機構成が行いた場合もかがな影響する。 の になったはためるため形式を行っていたいないたまする。 (2) 電気感染が取られたする。毎日の気管理 のたにないるの気がなられたする。毎日のに変換がないな計でする。 (3) 電水する温水が変換する時間も使用のに変換がないな計でする。 (4) 電水が影響な多いな計とする。 (4) 電水する高能になりため、電気がないな計とする。 (5) 電気にないな計とする。 (4) 電水する高能をなっしている海水振動物構造に したっためにないる海球構成 		できるものとする。
 ない設計とするとともに、外部電源要要は、その報告 知用電源支援(採着用ディーゼル準認みなご言葉型)」 (2) 温な装置電理のの強体に対して法、磁や止水板、 発生する水位で水田に対して読入を持止する意味とする。豊く止水板、 発生する水位で水田に対して読入を持止する意味とする。豊く止水板、 発生する水位で水田に対して読入を持止する意味とす。 電力に対して、その機能が用なわれない電音とする。していた。 できの認識が「に参いる面-さびしてみ。 の上のる読計とする。 できのご言言言意。 (3) 温水防器対象機器の表面高さを出上げ、温水防器 他を上回る意計とする。 のと上回る読計とする。 1.6.6 読水の影響への設置 (1) 温水防器への設置 (二) 温水防器への設置 (二) 温水防器の加速なに対して法、磁や止水板、 型ですい学れたいな状によっては、磁や止水板、 型でする水管水水を広にすくご言語をつきまませる。 (二) 温水防滞医剤の造水に対しては、使や止水板、 型でする水管水で広に対しては、空中水板、 型でする水管水で広に対しては、磁やに水板、 型でする水管水で広に対しては、なら加速を含むため差徴を構成していたる (二) 温水防滞の温水に対しては、使や止水板、 型にないなまたは、 (二) 温水防滞の温水に対しては、使や止水板、 (二) 温水防滞の温水に対しては、ならなしたする読む (二) 温水防滞の温水に対しては、地や止水な (二) 温水防滞の温水に対しては、一般で上がる (二) 温水防滞の温水に対してき。 (二) 温水の影響ない設置とする。 (二) 二、「2) 本認知道のな過にためな影響がない設計とする。 (二) 温水の影響をの設備に、「国主文池水は酸生な (二) 二、本の影響により次全機能を用な (二) 二、本の (二) 二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二		漏水検知器及び漏油検知器は、基準地震動による地
 第用電源設備(伸催用ディーゼル電源系な20当定池)」 (2) 総水防認に動かの次にに対しては、壁や止水板、賞 を回り違木の派人に対しては、壁や止水板、賞 を回り違木の派人に対しては、空や止水板、賞 参生する水位で水にに対してば人を防止する表設社とする。 (3) 位水防護対象機器の設置高さを素上げし、協木防護 (4) 広水防護対象機器の設置高さを素上げし、協木防護 (5) 位水防護対象機器の設置高さを素上げし、協木防護 (1) 位水防護が動象機器の設置高さを素上げし、協木防護 (2) 位水防護が動象機器が、被水に上り (1) 位水防護が動象機器が、被水に上り (1) 位水防護の運転から近くする。 (1) 位水防護の運転を防止する設計とする。 (1) 位水防護の運転を防止する設計とする。 (1) 位水防運の強水が成正とならないな話とする。 (2) 電振電等の設備は、国産式活水設備等の水清水を行 (3) 松水下る広水の読録を構成計(における==3以上の) (4) 被水する広水が成立体器がに、(3) たなた (5) 電気な防薬が成式に、「1) ないな影響ない、(3) たない (5) 電気などは、(3) たない (6) は水する広水が設置を構造されたない (7) においる第二時代数での (7) においる第二時代数での (7) においる第二時代数 (8) 松水市 (7) においる第二時代数 (7) においる第小防進な後 (7) 認知での (7) にないる第小防進な後 (7) にないる次本によいる (7) にないる米に対して (7) によいる (7) 総合 (7) にないる場合		ない設計とするとともに、外部電源喪失時に、その機能
 (2) 資本防護医調外の資本に対しては、堅全止本板、貫 を取り取木の違んを防止する設計とする。 電力におして、その操作が資な対応が認識とする。 電力におして、その操作が資な対応が認識とする。 この消費が、資本防護対象機器が、「における 3ma-3 以上ので る。		常用電源設備(非常用ディーゼル電源系及び蓄電池)よ
 		(2) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫
 年生する水位や水里に対して読人を防止できる設計とす 夏方に対して、その機能が損ななれない設計とする。 個 浸水防止用設備建具型構成部は「における We-3 以上の な (3) 溢水防運対象機器の設置高さを満上げし、強水防運 位を上回る設計とする。 (1) 溢水防運の数機器の、蔵水に上り 流水防速対象機器の、蔵水に上り ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことの ぶたいことがして読ん支払したにより ではったいたき起からかなたとかして、ことの ないためを ではっしたいためと知らな社がない などによったいためにない などかった、 などの などの		を図り溢水の流入を防止する設計とする。壁や止水板、
 		発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とす
 		震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。止
		浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上の
(3) 溢水防護対象機器の設置高さな出上げし、溢水防護 位を上回る設計とする。 1.6.6 粒水の影響への対策 超定される溢水により、溢水防護対象機器が、液水により 赤寸いずれいの対策、又はこれらを組み合わせた対策を読む (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、重 を図り溢水の液水を防止する設計とする。 金辺り溢水の液水を防止する設計とする。 変したがして、くを防止できる設計とす 選力に対して、その機能が損なわれない設計とする。 運力に対して、その機能が損なわれない設計とする。 電力に対して、その機能が損なわれない設計とする。 (2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 増、清火器等)を採用し、破水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 000 電気 コード)」における第二物件要す4以上相当の保護等級 ジロない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 000 電気 ゴード)」における第三物件要す4以上相当の保護等級 ジロない設計とする。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、(S満カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性文は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合すも同時に安全機能を指定なることががい設計とする		<u>a.</u>
位を上回る設計とする。 1.6.6 被木の影響への対策 起定される溢水により、溢水防護対象機器が、被木により ポーいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じ (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、買 全回り溢木の被水を防止する設計とする。 登生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とする。 夏力に対して、その機能が損なわれない設計とする。 漫太防止用設備建具型構成部材」における Ps-3 以上の 2. (2) 電源監管の設備は、固定式消入設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気 二ード〕における第二种性数字4以上相当の保護等級 受けない設計とする。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、「GM」の空の準定 (5) 多重性なしる (5) 多な批しては、水の影響がない支出したが、 点 (5) 核水力に対する防護措置(JIS-C-00) 上 本の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性などうない設計をする。 (5) 多重性などを読出をしていいる溢水防護対象機器は、場合する 場合する目時に安全機能を損なうことがない設計をする。		(3) 溢水防護対象機器の設置高さを嵩上げし、溢水防護
1.6.6 彼水の影響への対策 想定される益水により、溢水防護対象機器が、被水により 示すいずれかの対策、スはこれらを組み合わせた対策を講じ (1) 溢水防港区画外の溢水に対しては、壁や止水板、異 全図り溢水の嵌水を防止する設計とする。壁や止水板、 全とする水位や水走に対して流えを砂止できる設計とする。 道たに対して、その機能が損なわれない設計とする。山 没水防止用設備違具型機成部材」における Ws-3 以上のご 久。 (2) 電源燃等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「IIS C 0920 電気器 二一(1) における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09) 上)を進じる。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやバッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多点性な注を検供を有している溢水防護対象機器は、		位を上回る設計とする。
1.6.6 被水の影響への対策 想定される溢水により、溢水防護対象機器が、被水により 示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じ (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫 室図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、貫 変出する水位や水圧に対して流入を防止する設計とする。 慶力に対して、その機能が損なわれない設計とする。由 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上のご 返点 (2) 電源監察の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等) を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「IIS C 0920 電気器 ヨード)」における第二等性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置 (IIS-C-00 上) 金濃じる。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやバッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多症性又は多強性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		
想定される溢木により、溢水防護対象機器が、被水により 示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じ (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫 を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、 多生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とす 慶力に対して、その機能が損なわれない設計とする。山 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上のす る。 (2) 電源整等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 マード)」における第二等性数字を以上相当の保護等級 受けない設計とする。 遊水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水力る溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多症性又は多様地を有している溢水防渡対象機器計 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		1.6.6 被水の影響への対策
 示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じ (1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫 を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、 発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とす 選力に対して、その機能が損なわれない設計とする。(浸水防止用設備建具型構成部材」におけるWs-3以上のつる。. (2) 電源艦等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気指 ニード)」における第二特性数字 4以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(IIS-C-09) 上) を請じる。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやバッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 		想定される溢水により、溢水防護対象機器が、被水により
(1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、賃 を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、 発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とする。 選力に対して、その機能が損なわれない設計とする。 違人防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上のする。 (2) 電源監等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「IIS C 0920 電気梯 コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。 水の影響を受けない設計とする。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カパーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じ
 を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、 発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とす。 置力に対して、その機能が損なわれない設計とする。 浸水防止用設備建具型構成部材」におけるWs=3以上の 乙。 (2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気構 ロード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損 費については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09 上)を講じる。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カパーやパッキ		(1) 溢水防護区画外の溢水に対しては、壁や止水板、貫
発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とす。血 度力に対して、その機能が損なわれない設計とする。血 浸水防止用設備建具型構成部材」におけるWs-3以上のうる。。 (2)電源整等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行 備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3)被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920電気料 コード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		を図り溢水の被水を防止する設計とする。壁や止水板、
		発生する水位や水圧に対して流入を防止できる設計とす
浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上のする。 る。 (2)電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3)被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気機 ニード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損なる 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-00) 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		震力に対して、その機能が損なわれない設計とする。止
ろ。 (2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気格 コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09 上) を講じる。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上の
(2)電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3)被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気検 コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09) 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		<u>a.</u>
備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする。 (3)被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気格 コード)」における第二特性数字 4 以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な。 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		(2) 電源盤等の設備は、固定式消火設備等の水消火を行
(3) 被水する溢水防護対象機器は、「JIS C 0920 電気機 コード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09 上)を講じる。 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		備、消火器等)を採用し、被水の影響がない設計とする
ユード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級 受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09) 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		
受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な 計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09) 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする		<u>コード)」における第二特性数字4以上相当の保護等級</u>
計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09) 上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする。		受けない設計とする。被水の影響により安全機能を損な
上)を講じる。 (4)被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする		計器については、水の浸入に対する防護措置(JIS-C-09
 (4) 被水する溢水防護対象機器は、保護カバーやパッキ 水の影響を受けない設計とする。 (5) 多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする 		上)を講じる。
水の影響を受けない設計とする。 (5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする		
(5)多重性又は多様性を有している溢水防護対象機器は 場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする		水の影響を受けない設計とする。
場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする		
		場合でも同時に安全機能を損なうことがない設計とする

置する。
に検知できる位置に設置する。
期に検知し、中央制御室からの遠隔操
<u>る設計とする。現場操作が必要となる</u>
ビル電源系より給電できる照明を常設
般型照明を配備し、必要に応じて持参
地震力に対して、その機能が損なわれ
<u> 後能を喪失することがないように、非</u>
より電源を供給する。
貫通部密封処理等による流入防止対策
反、貫通部密封処理等は、溢水により
とするとともに、基準地震動による地
止水板等については、「JIS A 4716_
の等級を有するもの又は相当品とす
護対象機器の機能喪失高さが、溢水水
い安全機能を損なわないよう、以下に
<u>、り安全機能を損なわないよう、以下に</u> 構じる。
<u>、り安全機能を損なわないよう、以下に</u> <u> 貫通部密封処理等による流入防止対策</u>
 (1) 安全機能を損なわないよう、以下に 第じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地
<u>より安全機能を損なわないよう、以下に</u> <u>構じる。</u> <u>貫通部密封処理等による流入防止対策</u> <u>反、貫通部密封処理等は、溢水により</u> <u>よするとともに、基準地震動による地</u> 止水板等については、「JIS A 4716
 こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設)
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。
 (1) 安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 (責通部密封処理等による流入防止対策) (五) (五) (五) (五) (五) (五) (五) (五) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5) (5
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 聞たうおそれがある機器の電動機及び
ちり安全機能を損なわないよう、以下に ちしろ。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により さするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 ちる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 気なうおそれがある機器の電動機及び -0920 保護等級の防まの形(IP*4) 12
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により とするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 損なうおそれがある機器の電動機及び -0920 保護等級の防まつ形(IP*4)以
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により とするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 損なうおそれがある機器の電動機及び -0920 保護等級の防まつ形(IP*4)以
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 員なうおそれがある機器の電動機及び -0920 保護等級の防まつ形(IP*4)以
(1) 安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により とするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 見なうおそれがある機器の電動機及び -0920保護等級の防まつ形(IP*4)以
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により とするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 気なうおそれがある機器の電動機及び -0920 保護等級の防まつ形(IP*4)以 キン等による被水防護措置を行い、被 は、別区画に設置し、溢水が発生した
こり安全機能を損なわないよう、以下に 構じる。 貫通部密封処理等による流入防止対策 反、貫通部密封処理等は、溢水により こするとともに、基準地震動による地 止水板等については、「JIS A 4716 の等級を有するもの又は相当品とす 行わない消火手段(二酸化炭素消火設 たる。 気機械器具の外郭による保護等級(IP 級を有する機器を用い、被水の影響を 損なうおそれがある機器の電動機及び -0920 保護等級の防まつ形(IP*4)以 キン等による被水防護措置を行い、被 は、別区画に設置し、溢水が発生した たる。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>1.6.7 蒸気の影響への対策</u>
	想定される溢水により、溢水防護対象機器が、蒸気により安全機能を損なわないよう、以下に
	示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。
	<u>(1) 想定される蒸気の発生源は、空調設備等に使用するボイラー蒸気設備であり、当該温</u>
	<u>度・圧力が、約160℃・約0.6MPaと比較的低いことに鑑み、検知器として、火災感知器</u>
	(アナログ式の煙感知器)を流用する。蒸気の放出を検知し、中央制御室からの遠隔操作
	又は現場操作により漏えい箇所を早期に隔離できる設計とする。
	(2) 溢水防護区画外の蒸気放出に対しては、壁や貫通部密封処理による流入防止対策を図り
	蒸気の流入を防止する設計とする。壁や貫通部密封処理は、放出された蒸気流入を防止で
	<u>きる設計とするとともに、基準地震動による地震力に対して、その機能が損なわれない設</u>
	計とする。
	(3)溢水防護対象機器が、蒸気に直接曝されることがないように防護板による防護措置を行
	<u>う。また、当該蒸気が、溢水防護区画内に拡散することによる雰囲気温度の上昇を抑制</u>
	し、溢水防護対象機器の安全機能が損なわれないように対策する。
	(4) 蒸気に曝される溢水防護対象設備は、蒸気に対して耐性を有する機器を用い、蒸気の影
	響を受けない設計とする。蒸気の影響により安全機能を損なうおそれのある機器の計器に
	ついては、蒸気環境下に耐えるための防護措置(JIS-C-0920 保護等級の防浸形(IP*7)以
	上)を講じる。
	1.6.8 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えい防止対策
	想定される溢水により、放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区
	域外へ漏えいしないよう、以下に示すいずれかの対策、又はこれらを組み合わせた対策を講じる。
	(1) 放射性物質を含む液体を内包する機器及び配管は、全て管理区域内に設置する。
	(2) 放射性物質を含む液体が管理区域内に漏えいした場合に、非管理区域に漏えいすること
	がないように、管理区域の下階が管理区域となるように配置上できる限り考慮する。
	(3) 配置上、管理区域内より非管理区域に漏えいするおそれが否定できない箇所について
	は、段差や堰、止水板等を設けることにより非管理区域側へ漏えいすることを防止する。
	止水板等については、「JIS A 4716 浸水防止用設備建具型構成部材」における Ws-3 以上
	の等級を有するもの又は相当品とする。
	1.6.9 溢水の影響評価
	1.6.9.1 溢水量の想定
	(1) 機器の破損等により生じる溢水では、それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大
	きくなる単一の設備破損による溢水源(多重化された系統を有する設備の破損による溢水で
	は、単一の系統破損による溢水源)を想定し、その影響を評価する。溢水量は、漏水を検知
	し、現場又は中央制御室からの隔離により漏えいを停止するまでの時間を考慮して算出する。
	<u>下の時間を考慮する。</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>a. 漏えい発生から漏えい検知までの時間</u>
	<u>b.現場への移動時間</u> ※管理区域への入域はチェ
	<u>c.(現場)漏えい箇所特定に要する時間</u>
	d. 弁操作時間及び循環ポンプ等停止時間
	(2) 原子炉施設内で生じる火災の拡大防止のために設置され
	<u>それぞれの溢水防護対象機器に対して影響が最も大きくなる</u>
	し、その影響を評価する。なお、原子炉建物及び原子炉附属
	放水設備を有しない。
	(3) 地震による機器の破損(スロッシングを含む。)により生
	器のうち、基準地震動 Ss によって破損が生じる可能性のある
	影響を評価する。評価では、複数系統、複数箇所の同時破損
	<u> 3.</u>
	1.6.9.2 溢水経路の想定
	を考慮する。
	(2) 溢水防護区画の溢水水位が最も高くなるように、ハッチ
	る。一方、上階で生じた溢水に起因する没水の評価では、ハ
	上階で生じた溢水がそのまま当該フロアに落水してくるもの
	(3) 放射性物質を含む液体の管理区域外への溢水の影響評価
	漏えいがないことを確認するため、管理区域に設けられた段
	<u>1.6.9.3</u> 溢水の影響評価
	(1) 原子炉施設内で発生した溢水の溢水防護対象機器への影響
	<u>溢水防護対象機器については、「原子力発電所の内部溢水</u>
	た溢水に対して、影響評価を行い、没水、被水及び蒸気によ
	<u>がないことを確認する。なお、内部溢水により、原子炉に外</u>
	<u> 炉停止系の作動を要求される場合について、原子炉の安全停</u>
	蒸気により、その安全機能が損なわれない設計としているこ
	転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の起因事象の発生に
	<u>kr</u>
	<u>溢水防護対象機器に対する没水の影響評価では、溢水の影</u>
	機能を損なうおそれがある高さ(以下「機能喪失高さ」とい
	水位(以下「溢水水位」という。)が機能喪失高さを上回らな
	安全機能を損なうおそれがないことを評価する。機能喪失高
	<u>の設置状況を踏まえ、没水によって安全機能を損なうおそれ</u>
	<u>溢水防護対象機器に対する被水(蒸気を含む。)の影響評価</u>
	物線軌道の飛散による被水や溢水源からの漏えい蒸気の拡散
	<u>がないことを評価する。</u>

チェンジングに要する時間を含む。

れる系統からの放水による溢水では、 よる単一の放水による溢水源を想定 対属建物並びに主冷却機建物において

<u>) 生じる溢水では、流体を内包する機</u> ある機器について破損を想定し、その 支損を想定し、最大の溢水量を算出す

漏水の状態並びに貫通部及び堰の有無

チ及び目皿からの流出はないものとす ハッチがない単純な開口部として、 のとする。

<u>価では、管理区域より非管理区域への</u> <u>た段差を考慮する。</u>

影響評価

松影響評価ガイド」を参考に、想定し
 より、その安全機能が損なわれること
 小乱が及び、かつ、安全保護系、原子
 停止に係る機器等は、没水、被水及び
 うことから、内部溢水による外乱は、運
 に留まり、安全解析に影響を及ぼさな

●影響を受けて溢水防護対象機器の安全いう。)を設定し、発生した溢水によるかないことをもって溢水防護対象機器がであったは、溢水防護対象機器の各付属品である最低の高さを設定する。

平価では、溢水源からの直線軌道及び放 な散等により、安全機能を損なうおそれ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	なお、機器の破損等により生じる溢水について、多重化さ
	損した系統と別の系統は健全であり、当該設備の安全機能は
	(2) 放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評
	放射性物質を含む液体の管理区域外への漏えいの影響評価
	のスロッシングによる溢水について、溢水の管理区域外への
	ら評価するとともに、配置上管理区域外への漏えいが否定で
	段差や堰、止水板を上回らないことをもって管理区域外へと
	<u>1.6.10 手順等</u>
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
	定める。原子炉施設保安規定には、溢水について、以下の内
	行う。
	・ 運転要領(運転管理、保守管理、事故発生時の
	・ 必要な要員の配置に関すること
	 教育及び訓練に関すること
	・ 必要な資機材の配備に関すること

された設備の破損による溢水では、破 自は維持されているものとする。 評価 評価では、使用済燃料貯蔵設備水冷却池 への漏えいの有無を設備の配置の観点か

<u>できない箇所については、設けられた</u> 、と漏えいしないことを評価する<u>。</u>

法律」に基づき、原子炉施設保安規定を の内容を含む手順を定め、適切な管理を

の措置)の作成に関すること

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計)】

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計	1.7 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計
1.7.1 基本方針	1.7.1 基本方針
	自然現象(地震及び津波を除く。)及び敷地又はその周
	全性を損なわせる原因となるおそれがある事象であって
	<u>く。)について、網羅的に抽出するために、「Specific Safet</u>
	<u>EVALUATION FOR RESEARCH REACTOR FACILITIES」及び「Appe</u>
	<u>INITIATING EVENTS FOR RESEARCH REACTORS」を参考に、</u>
	【自然現象】
	洪水/降水/風(台風)/凍結/積雪/落雷
	地滑り/生物学的事象/竜巻/火山の影響/森林
	【人為事象】
	航空機落下/ダムの崩壊/爆発/有毒ガス/船舶
	<u>災</u>
安全施設は、想定される洪水、風(台風)、竜券、凍結、降水、積雪、蒸雪、地滑り、火山の影	安全施設は 原子炉施設敷地で想定される洪水 風 (*
響、生物学的事象、森林火災が発生した場合において、また、敷地及びその周辺において想定さ	地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等の自然理
れる航空機変下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的障害	合せに遭遇した場合において、自然事象そのものがもた
に対して、その安全機能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないように設計する。重要	空田等原子炉施設で生じ得る環境条件においても、安全相
安全施設については、当該重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現	なお、敷地で想定される自然現象のうち、高潮につい~
象により当該重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果	必要はない。
関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合わせるものとする。	自然現象の組合せにおいては、以下の荷重の組合せを
	(1) 「
	<u>(2)</u> 「火山の影響」+「風(台風)」+「積雪」
	上記に加え、重要安全施設は、当該重要安全施設に大き
	れる自然現象により当該重要安全施設に作用する衝撃及
	ぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に考慮
	また、安全施設は、敷地及びその周辺において想定され
	因となるおそれがある事象であって人為によるもの(航
	等の火災、有毒ガス、船舶の衝突及び電磁的隨害)に対1
	想定される自然現象及び原子炉施設の安全性を損なお
	って人為によるものに対しては、必要に応じて、設備と
	<u></u>
	たわたいために必要た安全施設以外の施設又は設備等へ
	「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に一その機能
	部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とす。
	(i) クラス1

周辺において想定される原子炉施設の安 「人為によるもの(故意によるものを除 ty Requirements (No. SSR-3)」の「5. SITE endix APPENDIX I SELECTED POSTULATED 以下の事象を選定した。

<u>火災</u>

的衝突/電磁的障害/近隣工場等の火

台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、 見象(地震及び津波を除く。)又はその組 らす環境条件及びその結果として試験研 機能を損なわない設計<u>と</u>する。

ては、立地的要因により設計上考慮する

考慮した設計とする。

きな影響を及ぼすおそれがあると想定さ び設計基準事故時に生じる応力を、それ した設計とする。

れる原子炉施設の安全性を損なわせる原 空機落下、ダムの崩壊、爆発、近隣工場 して、安全機能を損なわない設計とする。 つせる原因となるおそれがある事象であ 運用による対策を組み合わせた措置を講 とする。また、安全施設が安全機能を損 の措置を含める。

<u>構造及び動作原理を考慮し、その機能</u> それのある施設として、以下の施設を外 る。

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	(ii)クラス2のうち、特に自然現象の影響を受
	の機能の維持が困難であるか、又はその修復
	耐竜巻設計、耐降下火砕物設計、耐外部火災設計におい
	<u>1、2、3に属する構築物、系統及び機器を竜巻防護施設</u>
	施設とし、外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施
	<u>影響評価の対象とする。当該影響評価にあっては、当該安</u>
	合がある。重要安全施設以外の安全施設は、竜巻、火山の
	工場等の火災)により損傷するおそれがある場合に、代替
	なわないものとする。
1.7.2 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計(竜巻、森林火災及び近隣工場等の火災(以下	1.7.2 外部からの衝撃による損傷の防止に係る設計(<u>火山</u> 0
「外部火災」という。)を除く。)	の火災(以下「外部火災」という。)を除く。)
	1.7.2.1 安全施設の設計方針
安全施設については、以下の事象を想定し、安全機能を損なわない <u>ように</u> 設計する。	安全施設については、以下の事象を想定し、安全機能
 (1) 洪水・降水 	(1) 洪水
敷地は鹿島台地にあり、地形的にみて洪水 <u>・降水</u> による被害は考えられない。したが	敷地は鹿島台地 <u>(茨城県東茨城郡大洗町</u> 南部の
って、洪水 <u>・降水</u> を考慮する必要はない。	<u>約 38m))</u> にあり、 <u>また、原子炉施設は、T.P.+</u> 糸
	<u>に涸沼(標高:約0m)が存在する。敷地内には、</u>
	<u>り、その水位は、T.P.+約 29m である(水深:新</u>
	は考えられない。したがって、洪水を考慮する
	(2) 降水
	屋外に位置する安全施設のうち、浸水により多
	水戸地方気象台で記録されている1時間降水量の
	を防止することで、安全機能を損なわない設計と
	ては、表流水のほとんどは夏海湖に集まり、敷地
	<u>なる。</u>
(<u>2</u>) 風 (台風)	(<u>3</u>)風(台風)
敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象台の観測記録(1937 年~2013	敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸
年)によれば 44.2m/s(1939 年 8 月 5 日)である。屋外に位置する安全施設のうち、風	年)によれば 44.2m/s(1939 年 8 月 5 日)である
(台風)により安全機能を損なうおそれのあるものは、 <u>風荷重に対する設計を、日本の</u>	(台風)により安全機能を損なうおそれのあるも
<u>最大級の台風を考慮した建築基準法に基づいて行い、安全機能を損なわないように設計</u>	第2項及び第4項に基づく建設省告示第1454号
<u>する。</u>	地上高 10m、10 分間平均)の風荷重に対し機械的
	なわない設計とする。
	<u>なお、風(台風)に伴う飛来物による影響は、</u>
	<u>の影響に包絡される。</u>
	<u>ここで、風(台風)に関連して発生する可能性</u>
	潮が考えられる。落雷については、同時に発生す
	れる影響と変わらない。高潮については、立地的
(<u>3</u>) 凍結	(<u>4</u>)凍結

そけやすく、かつ、代替手段によってそ が著しく困難な構築物、系統及び機器 いては、安全機能の重要度分類がクラス 改、降下火砕物防護施設、外部火災防護 施設に該当する構築物、系統及び機器を を全施設の外殻施設を評価対象とする場 の影響及び外部火災(森林火災及び近隣 特措置や修復等を含めて、安全機能を損

<u>D影響、</u>竜巻、森林火災及び近隣工場等

能を損なわない設計<u>と</u>する。

D太平洋に面した丘陵地帯の台地(標高: 約35m~+約40mに位置する。敷地周辺 窪地をせき止めて造成した夏海湖があ 約6m)。地形的にみて洪水による被害 る必要はない。

安全機能を損なうおそれのあるものは、 の最大値に、適切な余裕を考慮し、浸水 とする。なお、これを上回る降水に対し 也の北側から一般排水溝に流れる経路と

地方気象台の観測記録(1937 年~2013 る。屋外に位置する安全施設のうち、風 らのは、<u>建築基準法及び同施行令第 87 条</u> 号より設定した設計基準風速(34m/s、 的強度を有することにより安全機能を損

竜巻影響評価にて想定する設計飛来物

<u> 上がある自然現象としては、落雷及び高</u> →るとしても、個々の事象として考えら 要因により設計上考慮する必要はない。

変更前 (R3.12.2 付補正)	変更後
敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年~2013年)によれば、最低気温は-12.7℃	敷地付近の水戸地方気象台での記録(1897年~2
(1952 年 2 月 5 日)、月平均最低気温は-3.1℃(1 月)である。屋外に位置する安全施	(1952 年 2 月 5 日)、月平均最低気温は-3.1℃(
設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれのあるものは、上記の最低気温に、適切	設のうち、凍結により安全機能を損なうおそれの
な余裕を考慮し、 <u>凍結を防止する</u> ことで、安全機能を損なわない <u>ように</u> 設計する。	な余裕を考慮し、 <u>保温等の凍結防止対策を必要に</u>
	ない設計 <u>と</u> する。 <u>屋内については、建物空調換気</u>
	ない室温となるため、安全機能は損なわれない。
(4) 積雪	(5)積雪
— 水戸地方気象台の観測記録(1897 年~2013 年)によれば、積雪量の日最大値は 32	
cm(1945 年 2 月 26 日)である。屋外に位置する安全施設のうち、積雪により安全機能を	cm(1945年2月26日)である。屋外に位置する安
損なうおそれのあるものは、茨城県建築基準法関係条例に基づく積雪単位重量指定値に	損なうおそれのあるものは、建築基準法及び同施
より設計を行うことで、安全機能を損なわないようにする。	築基進法等施行細則より設定した設計基進積雪量
	を有することにより安全機能を損たわたい設計と
	chr br br br $chr chr br br br br br br br b$
	であり 准屈も経われであるため 建物屋上笠の
	<u>公。</u> (6) 游军
($\underline{0}$) 浴曲 電生性止しして、昆りに位置する宏会拡張のらた、建筑其進法に其べき直を 90m た初	(0) 冷田 電害団はトレズ 民族に位置する安全権認める
由音切正として、産外に位置する女主施設のすら、建築基準体に基づき向き 2011 を超 シスケムな訊には) 随意引た訊はスーナた、) 随意引の位地探しして、位地郷たた訊して位	由音切正として、屋外に位直りる女主地蔵のフ ネスタムな訊には) 歌歌記書た訊はえ、また、) 歌歌書
える女主施設には <u>地宙町</u> を設ける。また、 <u>地宙町</u> の按地極として、按地納を布設して按	える女主旭畝には <u>歴苗設備</u> を設ける。また、 <u></u> 班苗;
地抵抗の低減を図る。	
	$\frac{72 5}{2003}$ 世話設備については、2003年にJISA 42
	<u>針)」から改正された JIS A 4201-2003</u> 「建築物等(
	ものとする。
	雷サージの侵人に対して、原子炉保護系のロジ
	ケーブルには、鋼製筐体(鉄筋コンクリートトレ
	を含む。)や金属シールド付ケーブルの適用により
	位置する安全施設における屋外敷設制御・計測ケ
	<u> 雷サージに起因して外部電源を喪失した場合、原</u>
(<u>6</u>) 地滑り	(<u>7</u>)地滑り
大洗研究所(南地区)の敷地には、地滑りの素因となるような地形の存在は認められ	大洗研究所(南地区)の敷地には、設置許可申
<u>ないことから、</u> 安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じることはない。したが	「変動地形学的調査結果によると、敷地には地す・
って、地滑りを考慮する必要はない。	<u>ない」としており、</u> 安全施設の安全機能を損なう。
	たがって、地滑りを考慮する必要はない。
(<u>7</u>)生物学的事象	(<u>8</u>) 生物学的事象
海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水	海より取水していないため、海生生物等による
	供給設備け 滴宜 占権・清掃するとともに 必3
供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物	
供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物 等の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわないようにする。	の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の
供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物 等の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわない <u>ように</u> する。 また、小動物の侵入については、屋外に設置される端子箱貫通部等をシールすることで、	の発生による影響を軽減し、関連する安全施設のた、屋内設備は建物の雨水流入防止措置により、
供給設備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物 等の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわない <u>ように</u> する。 また、 <u>小動物の侵入については、屋外に設置される端子箱貫通部等をシールすることで、</u> これを防止する。	の発生による影響を軽減し、関連する安全施設の た、 <u>屋内設備は建物の雨水流入防止措置により、</u> ルすることで、小動物の侵入を防止する設計とす

2013年)によれば、最低気温は-12.7 ℃ (1月) である。屋外に位置する安全施)あるものは、上記の最低気温に、適切 <u>に応じて行う</u>ことで、安全機能を損なわ (設備により環境温度は凍結のおそれの

良は、気象予報により事前に予測が可能 除雪を行うことで積雪荷重を低減させ

ち、建築基準法に基づき高さ 20m を超設備の接地極として、接地網を敷設し

4201-1992「建築物等の避雷設備(避雷 その雷保護」の保護レベル I に適合する

ジック盤における計装ケーブル及び制御 シチ、金属製トレイ又は金属製電線管 り雷サージの侵入を抑制する。屋外に アーブルについても同様とする。なお、 原子炉はスクラム(自動停止)する。

■請書添付書類六 3.4.2.1項において べり地形及びリニアメントは認められ ような地滑りが生じることはない。し

5影響はない。補機冷却設備及び脱塩水 公要に応じて、薬液注入を行い、微生物 の安全機能を損なわない<u>設計と</u>する。ま <u>屋外に設置される端子箱貫通部はシー</u> たる。

変更前(R3.12.2付補正)	変更後
航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価基準につい	航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設~
て」(平成 14・07・29 原院第 4 号(平成 14 年 7 月 30 日原子力安全・保安院制定))等	て」(平成 14・07・29 原院第 4 号(平成 14 年 7 月
を準用して評価した結果、約 8.8×10 ⁻⁸ 回/炉・年であり、防護設計の要否を判断する	を準用して評価した結果、約 8.8×10 ⁻⁸ 回/炉・ ⁴
基準である 10 ⁻⁷ 回/炉・年を下回る。 <u>これにより、航空機落下による損傷の防止は、設</u>	基準である 10 ⁻⁷ 回/炉・年を下回る。 <u>したがって、</u>
計上考慮しないものとする。	
(<u>9</u>) ダムの崩壊	(<u>10</u>)ダムの崩壊
原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に影響を及ぼすようなダムはない。したが	原子炉施設の周辺地域のダムとしては、大洗研究
って、ダムの崩壊を考慮する必要はない。	20km の地点に那珂川より取水した水を貯留する構
	<u>が十分離れている。</u> 原子炉施設の近くに、崩壊に。
	ムはない。したがって、ダムの崩壊を考慮する必
(10) 爆発	(<u>11</u>)爆発
原子炉施設の近くに、爆発により安全施設に影響を及ぼすような爆発物の製造及び貯	大洗研究所(南地区)敷地外 10km 以内の範囲)
蔵設備はない。したがって、爆発を考慮する必要はない。	液化天然ガス(LNG) 基地は存在しない。原子炉施調
	響を及ぼすような爆発物の製造及び貯蔵設備はない
	はない。
(11) 有毒ガス	(<u>12</u>)有毒ガス
原子炉施設の近くに、石油コンビナート等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定施設は	<u>中央制御室については、外気の取り込みを遮断</u>
ない。したがって、有毒ガスを考慮する必要はない。	<u>できるものとする。また、敷地内外において、有</u> 罪
	が確認された場合には、原子炉を停止する。
	<u>なお、</u> 原子炉施設の近くに、石油コンビナート等
	施設はない。また、敷地内にあっては、有毒ガスの
	を、屋内で取り扱っており、屋外の固定源(屋外タ
	を有しない。敷地に隣接する国道 51 号線では、予
	原子炉施設には、空気呼吸器を配備し、定期的に
	らの機材の使用に係る習熟度向上を図る。空気ボ
	<u>6</u> 時間の対応が可能なものとする。なお、海上にお
	いては、国道 51 号線での発生で代表する。
(12) 船舶の衝突	(<u>13</u>)船舶の衝突
原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研究所(南地区)の北方約5kmに	原子炉施設は、港湾等を有していない。また、ス
大洗港が <u>あるが、</u> 原子炉施設からは十分離れている。したがって、船舶の衝突を考慮す	大洗港が <u>あり、T.P.+約35m~+約40mに位置す</u>
る必要はない。	<u>ある。</u> 原子炉施設から十分離れている <u>こと及び原</u>
	ことから、船舶の衝突や座礁による影響(重油等の
	船舶の衝突を考慮する必要はない。
(<u>13</u>)電磁的障害	(<u>14</u>)電磁的障害
(省略)	(変更なし)
	<u>1.7.2.2 手順等</u>
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法
	は、自然現象(地震、津波、外部火災、降下火砕物及び

への航空機落下確率の評価基準につい 月 30 日原子力安全・保安院制定))等 年であり、防護設計の要否を判断する 、航空機落下を考慮する必要はない。

#<u>究所(南地区)の敷地から北西方向約</u> <u>楮川ダムが存在するが、敷地との距離</u> より安全施設に影響を及ぼすようなダ 公要はない。

目において、石油コンビナート施設及び 起設の近くに、爆発により安全施設に影 ない。したがって、爆発を考慮する必要

fする措置により、その居住環境を維持 「毒ガスが原子炉施設に到達するおそれ

等の大規模な有毒物質を貯蔵する固定 <u>の発生源になると考えられる有毒物質</u> <u>タンク)及び可動源(タンクローリー)</u> <u>予期せず発生する有毒ガスを想定する。</u> <u>装備装着訓練を実施することで、これ</u> <u>ボンベの容量は、5名の要員を想定し、</u> <u>において船舶から発生する有毒ガスにつ</u>

大洗研究所(南地区)の北方約5kmに トる原子炉施設の東側約400mに海岸が 〔子炉施設は海水を取水源としていない 〔の流出を含む。〕はない。したがって、

法律」に基づく原子炉施設保安規定に び竜巻を除く。)対策について、以下の

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	内容を含む手順を定め、適切な管理を行う。
	 有毒ガスが発生した場合の措置に関すること。
	・ 設計値(30cm)を上回るような降雪が気象予報により予測された場合に
	の設備に長期間積雪による荷重を掛け続けないこと。
173	173 耐奋发設計
	1.1.5.1 电合例 暖旭 取 安全 協設 が 音 巻 に 対 し て
<u>可りる。电合防硬地収は、1.2.4 里安久土地収の医た」にためる</u> 下的がらの関挙による <u>損</u> の は止に反 て 街 亜 空 へ 旋 む し ナ て か た 一 研 音 光 歌 計 に な っ て け 一 音 光 咕 講 拡 訳 の ぬ 割 拡 訳 た	
<u>の防止に体る里安久主地成とりる。なわ、順电谷成計にあるては、电谷防護地設の外放地設と</u> 評価計算とする場合がある	<u> </u>
	<u> </u>
	荷重 音巻以外の自然現象に上ろ荷重及び設計基準事故時荷重)を適切
	び機器を音券防護施設とする このうち 外部からの衝撃に上ろ損傷の防止に
	<u> </u>
	想定される竜券に対する影響を評価し、外部からの衝撃による損傷の防止に
	外殻施設又は飛来物が衝突することを防止するために必要に応じて講じる措置
	り、その安全機能を損なわない設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、
	するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含めて安全機能を損なわないも
	<u>1.7.3.2</u> 評価方針
	後述する評価対象施設について、評価を行う。当該影響評価にあっては、電
	設施設を評価対象とする場合がある。想定される竜巻の特性値及び当該竜巻い 「 ニュ・ニュニュー・ ニュー・ ニュー・
	「原子力発電所の竜巻影響評価ガイド」(以下「竜巻ガイド」という。)を参え
	価し、外殻施設又は飛来物が衝突することを防止するために必要に応じて講し
	護により、その安全機能が維持されることを確認する。重要安全施設以外の多
	により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等を含め安全機能を損な
	<u>3.</u>
	<u>1.7.3.3 評価対象施設の抽出</u>
	竜巻の影響評価を行う竜巻影響評価対象施設を以下の各区分から抽出する。
	(1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設
	原子炉建物(格納容器を含む。)及び原子炉附属建物、主冷却機建物

<u>予測された場合には、建物や屋外</u> ために必要な安全機能を損なわな 以下の事項に対して対策を行い、 って、安全機能を損なわない設計 全機能を損なわない設計とする。 及び設計飛来物等による衝撃荷重 (常時作用している荷重、運転時 時荷重)を適切に組み合わせた設 2、3に属する構築物、系統及 よる損傷<u>の防止に係る安全施設に</u> る損傷の防止に係る安全施設が、 <u> なじて講じる措置による防護によ</u> 外の安全施設は、竜巻により損傷

能を損なわないものとする。

価にあっては、竜巻防護施設の外 直及び当該竜巻に対する影響を、 という。)を参考にして設定、評 <u>必要に応じて講じる措置による防</u> 安全施設以外の安全施設は、竜巻 め安全機能を損なわないものとす

赤田光 (20.10.0.114-7)	*=""
发更前(R3.12.2 付補止)	发更後
	(2)外殻で保護されない重要安全施設
	主冷却機のうち屋外部分(屋外ダクト)及び非常
	(3)安全施設を内包し保護する外殻施設
	第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建
	ンス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物則
	(4) 外殻で保護されない安全施設
	主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系(
	ングポスト
	廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体
	設備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、
	れているため、竜巻が来襲した場合にあっても、影響を
	蔵)を損なうことはないため、評価対象施設から除外し
	一般電源系(受電エリア)は、一般電源系の機能を要
	電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-
	されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置に
	評価対象施設から除外した。
	屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタ
	には、代替措置(可搬型測定器)により、必要な機能な
	 除外した。
	用ディーゼル電源系に関連する空調系は、設置されてい
	が同一であるため評価対象施設から除外した。
	<u>1.7.3.4</u> 波及的影響評価対象施設の抽出
	破損等により竜巻防護施設に波及的影響を及ぼして安全
	について、以下の機械的影響及び機能的影響の発生を考慮
	得る施設は主排気筒のみである。
	_(1)機械的影響
	・ 隣接している建物・構築物が竜巻より防護す~
	護対象施設を損傷させる。
	・ 隣接していない建物・構築物が竜巻により倒場
	(2)機能的影響
	 ・ 防護対象施設の外気と繋がる部位が、竜巻によ
	防護対象施設の機能に影響する。
	<u>1.7.3.5</u> 評価対象施設の健全性の確認方法
	竜巻防護施設の外殻施設である原子炉建物及び原子炉
	設計竜巻に対する構造健全性を評価することにより、内行

 二常用ディーゼル電源系に関連する冷却 三建物、液体廃棄物処理施設、メンテナ 生貯蔵設備 (受電エリア)及び屋外管理用モニタリ 三体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 二、上部にはエリアを隔てる蓋が設置さ 三を受けず、安全機能(放射性物質の貯 した。 ・喪失した場合には、非常用ディーゼル ・1に該当し、外殻施設の健全性が確保 により、必要な機能を確保できるため、 ニタリングポストの機能を喪失した場合 三を確保できるため、評価対象施設から 引連する空調系(換気空調系)及び非常 いる区画と当該施設のダクト内の気圧
 建物、液体廃棄物処理施設、メンテナ 貯蔵設備 (受電エリア)及び屋外管理用モニタリ 在廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 本廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 在廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 在廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 な、上部にはエリアを隔てる蓋が設置さ を受けず、安全機能(放射性物質の貯 した。 e喪失した場合には、非常用ディーゼル 1に該当し、外殻施設の健全性が確保 により、必要な機能を確保できるため、 中国大学校会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会会
(受電エリア)及び屋外管理用モニタリ (依廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 (人上部にはエリアを隔てる蓋が設置さ を受けず、安全機能(放射性物質の貯 した。) ・ 空失した場合には、非常用ディーゼル ・1に該当し、外殻施設の健全性が確保 により、必要な機能を確保できるため、 をクリングポストの機能を喪失した場合 を確保できるため、評価対象施設から 引連する空調系(換気空調系)及び非常 いる区画と当該施設のダクト内の気圧
24廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理 な、上部にはエリアを隔てる蓋が設置さ 2を受けず、安全機能(放射性物質の貯 いした。 空喪失した場合には、非常用ディーゼル 1に該当し、外殻施設の健全性が確保 により、必要な機能を確保できるため、 4タリングポストの機能を喪失した場合 3を確保できるため、評価対象施設から 引連する空調系(換気空調系)及び非常 いる区画と当該施設のダクト内の気圧
·喪失した場合には、非常用ディーゼル ・1に該当し、外殻施設の健全性が確保 により、必要な機能を確保できるため、 ・タリングポストの機能を喪失した場合 きを確保できるため、評価対象施設から 1連する空調系(換気空調系)及び非常 いる区画と当該施設のダクト内の気圧
タリングポストの機能を喪失した場合 差確保できるため、評価対象施設から 連する空調系(換気空調系)及び非常 いる区画と当該施設のダクト内の気圧
<u>連する空調系(換気空調系)及び非常</u> いる区画と当該施設のダクト内の気圧
*全機能を喪失させる可能性がある施設 *慮して抽出した。波及的影響を及ぼし
~べき施設を内包する施設に接触し、防
壊して防護対象施設を損傷させる。
よる風、気圧変化等により損傷を生じ <u>、</u>
 包する竜巻防護施設への影響がないこ

٦

変更前(R3.12.2 付補正)

1.7.3.<u>2</u> 設計竜巻荷重の算定法

原子<u>力</u>施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の 衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧力については、建築基準法等の安全上 適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気圧差による圧力については、設計竜巻 による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定する。飛来物の衝撃荷重については、 原子炉施設周囲の状況等を勘案した上で、設計竜巻の最大風速及び物性値等に基づいて、設計 飛来物を選定あるいは設定し、当該設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを 想定して算出する。

「添付書類6 9. 竜巻」に示<u>した</u>ように、設計竜巻の最大風速は 92m/s である。なお、耐竜 巻設計にあっては、設計竜巻の最大風速(92m/s) <u>に余裕を考慮し</u>、最大風速として 100m/s を 用いる。設計飛来物<u>については、原子炉施設において、必要に応じて、飛来物が</u>竜巻防護施設 又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、<u>避難又は防護柵等設置</u>)を講じる ことを考慮して、選定あるいは設定するものとする。 <u>とを確認する。壁や屋根などに損傷が生じた場合は、損傷による竜巻防護施設への影響がない</u> ことを確認する。

変更後

<u>竜巻防護施設のうち、外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設である非常用デ</u> <u>ィーゼル電源系に関連する冷却塔及び主冷却機のうち屋外(建物屋上)部分については、設計</u> 竜巻に対して安全機能を喪失しないことを確認する。

<u>1.7.3.6 波及的影響の確認方法</u>

波及的影響評価の対象施設として抽出した主排気筒については、竜巻防護施設に影響を与え ないことを評価し、確認する。

<u>1.7.3.7</u> 開口部の評価方法

<u>外殻施設の開口部のうち、付近に外部からの衝撃による損傷の防止に係る安全施設が位置し</u> ている箇所については、飛来物の衝突による開口部の鋼板の貫通評価を行い、必要に応じて防 護策として貫通限界厚さを上回るように、開口部又は開口部から侵入する飛来物が衝突する安 全施設を鋼板等で補強する。

1.7.3.<u>8</u> 設計竜巻荷重の算定法

原子<u>炉</u>施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風圧力、気圧差による圧力及び飛来物の 衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧力については、建築基準法等の安全上 適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気圧差による圧力については、設計竜巻 による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定する。飛来物の衝撃荷重については、 原子炉施設周囲の状況等を勘案した上で、設計竜巻の最大風速及び物性値等に基づいて、設計 飛来物を選定あるいは設定し、当該設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを 想定して算出する。

「添付書類6 9. 竜巻」に示<u>す</u>ように、設計竜巻の最大風速は 92m/s である。なお、耐竜巻 設計にあっては、<u>将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮し、</u>設計竜巻の最大風速 (92m/s) <u>を安全側に切り上げ</u>、最大風速として 100m/s を用いる。 設計飛来物<u>は、</u>竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛<u>、固</u> <u>定化又は移動</u>)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。

1.7.3.9 設計飛来物の設定

原子炉施設敷地内の飛来物に係る現地調査及び検討を行い、現地調査により確認された飛来 物について、竜巻防護施設及びその外殻施設に衝突する可能性のある飛来物を抽出する。 設計飛来物は、サイズ及び剛柔や浮き上がり有無、飛散防止対策を判定基準とした上で、運 動エネルギー、衝撃荷重、貫通力等を考慮し、代表的なものとする。飛来物の飛散速度につい ては電力中央研究所が開発した竜巻飛来物評価解析コード"TONBOS"を用いた。当該評価結果 を踏まえ、設計飛来物は、竜巻ガイドを参考に、鋼製材(中・剛)、足場板(中・剛)、ワゴン車 (大・柔:飛散時に空中分解しないもの)、コンクリートブロック(小・剛)とした。なお、コ ンクリートブロックは主冷却機建物屋上(高さ 12.5m)からの飛来を想定した。また、竜巻防

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	護施設及びその外殻施設の健全性評価等には、竜巻ガイド
	<u>幅 0.3m×高さ 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m/</u>
	<u>te.</u>
	<u>飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場合</u>
	来物又は竜巻ガイドの鋼製材を超える物品については、
	(屋内への移動を含む。)、固縛又は固定化を行い、確実に
1.7.3. <u>3</u> 荷重の組合せと許容限界	1.7.3. <u>10</u> 荷重の組合せと許容限界
- 1.7.3. <u>3</u> .1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態	 1.7.3. <u>10</u> .1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設(
(省略)	 (変更なし)
1.7.3. <u>3</u> .2 荷重の種類	1.7.3. <u>10</u> .2 荷重の種類
(省略)	(変更なし)
1.7.3.3.3 荷重の組合せ	1.7.3. <u>10</u> .3 荷重の組合せ
 (1) 建物・構築物 	(1) 建物・構築物
(省略)	(変更なし)
(2)機器・配管系	(2)機器・配管系
(i) 通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転時の異常な過渡変化時の状態 <u>若しくは</u>	(i)通常運転時の状態で作用する荷重、又は運転
<u>設計基準事故時の状態</u> で作用する荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と設計竜巻荷	る荷重のうち、長時間その作用が続く荷重と設計
重を組み合わせる。	
(3)荷重の組合せ上の留意事項	(3) 荷重の組合せ上の留意事項
(省略)	(変更なし)
1.7.3. <u>3</u> .4 許容限界	1.7.3. <u>10</u> .4 許容限界
(省略)	(変更なし)
1.7.3.4 設計における留意事項	1.7.3. <u>11</u> 設計における留意事項
(1) 設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生じる波及的影響	(1)設計飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突し7
<u> 竜巻防護施設については、</u> 設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突した際に生	設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突
じる波及的影響(貫通及び裏面剥離)によって、その安全機能を損なわない <u>ことを確認す</u>	離)によって、その安全機能を損なわない <u>よう設計</u>
<u>るものとする。</u> なお、 <u>波及的</u> 影響 <u>の</u> 評価に当たっては、 <u>竜巻防護施設の設計に用いる</u> 設計	設計竜巻の最大風速を適用する。外殻施設について
竜巻の最大風速を適用する。設計飛来物については、原子炉施設において、必要に応じて、	の衝突を考慮する。
飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するための措置(固縛、 <u>避難又</u>	設計飛来物については、原子炉施設において、必
<u>は防護柵等設置</u>)を講じることを考慮して、選定あるいは設定するものとする。	は外殻施設に衝突することを防止するための措置(
	を考慮して、選定あるいは設定するものとする。
(2) 竜巻随伴事象等に対する考慮	(2) 竜巻随伴事象等に対する考慮
竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそれが確認された場合には、原子炉を停	竜巻注意情報等が発表され、竜巻が接近するおそ;

ドに記載されている鋼製材(長さ4.2m×
/s、飛来時の鉛直速度 34m/s) を考慮し
の運動エネルギー又は貫通力が設計飛
竜巻防護施設を内包する建物から隔離
に飛来物とならない対策を講じる。
の状態
する。
、時の 共常な 過渡炎化時の 状態で 作用す
† 电 を 何 里 を 組 み 合 わ せ る。
た際に生じろ影響
にた際に生じる影響(貫通及び車面到)
する かお 影響評価に当たってけ
<u> 小</u> 。 なお、 影音 「 画に ヨ に う て は、 け 音
、要に応じて、飛来物が 音券防護施設 マ
(固縛) 固定化又は移動) を講じること
れが確認された場合には、原子炉を停

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
止する。また、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設に衝突することを防止するために必要	止する。また、飛来物が竜巻防護施設又は外殻施設
な措置(固縛又は <u>避難</u>)を講じる。竜巻随伴事象として想定される外部電源喪失等に対し	な措置(固縛又は <u>移動</u>)を講じる。竜巻随伴事象と
ては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。	ては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動
	能を喪失した場合には、非常用ディーゼル電源系等
	の安全機能を損なうことはない。
	<u>溢水に対しては、建物屋外で発生した場合に竜巻</u>
	の外壁及び開口部等により浸水しないものとする。
	建物屋上及び室内で発生する溢水にあっては、その
	対策を講じる。
	■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■ ■
	を損なうことはないが、建物外壁面に不燃塗料を塗
	通し、建物内部において火災が発生した場合にあっ
	わないよう対策を講じる。
	<u>1.7.3.12 手順等</u>
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する
	<u>は、竜巻対策について、以下の内容を含む手順を定め、</u>
	 ・竜巻が大洗研究所に到達するおそれが確認された場合
	 ・竜巻飛来物となりうる物品の管理に関すること。
1.7.4 耐降下火砕物設計	1.7.4 火山事象防護
1.7.4.1 降下火砕物防護施設	
	安全施設が火山事象に対して原子炉施設の安全性を確
砕物のみである。降下火砕物防護施設は、想定される降下火砕物が発生した場合において、安	設計とする。このため、「添付書類6 8.火山」で評価し
に定める外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。なお、耐降下火砕物設	代替設備の確保等によって、安全機能を損なわない設計
計にあっては、降下火砕物防護施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。	耐降下火砕物設計においては、安全機能の重要度分類
	系統及び機器を降下火砕物防護施設とし、外部からの衝
	該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とする。
	<u>1.7.4.2</u> 評価方針
	後述する評価対象施設について、評価を行う。当該影響
	設施設を評価対象とする場合がある。想定される降下火装
	殻施設又は降下火砕物の除去に係る措置による防護によ
	<u>する。重要安全施設以外の安全施設は、降下火砕物によ</u>
	措置や修復等を含め安全機能を損なわないものとする。
	1743 評価対象協設の地出
	<u>1.1.1.1.0 町川小汀豕/吧以 11日日</u>

に衝突することを防止するために必要
して想定される外部電源喪失等に対し
停止するものとする。 <u>一般電源系の機</u>
により必要な電源を供給するため、他
防護施設に影響を与えないよう、建物
竜巻飛来物の衝突及び貫通によって、
影響により安全機能を損なわないよう
温度は 200℃を下回るため、安全機能
布し、さらに火災の影響を緩和する。
しを実施する。竜巻飛来物が建物を貫
てはその影響により安全機能を指わ
注律」に基づく百之后協設保安坦会に
<u>14年」に至って</u> が丁州旭 <u></u> 成体女祝 <u></u> ルに
<u> 週</u>
の疳直に関すること。
保するために必要な機能を損なわない
抽出された原子炉施設に影響を及ぼし
建物による防護、構造健全性の維持、
とする。
がクラス1、2、3に属する構築物、
撃による損傷の防止に係る安全施設に
<u>o </u>
響評価にあっては、当該安全施設の外
砕物に対する影響を評価し、構造、外
り、その安全機能を指なわない設計と
り指傷するおそれがある場合に代替

亦	亦面必
复文前(K3.12.2 竹桶工)	友実攻
	<u>降下火砕物の影響評価を行う降下火砕物影響評価対象</u> 施
	原于炉建物(格納谷器を含む。)、原于炉附属建物
	<u> 小気筒及び吸気糸統(主冷却機建物空調換気設備</u>
	第一使用資燃料貯蔵建物及び第一使用資燃料貯蔵
	<u>ス運物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵</u>
	(4)外殻で保護されない安全施設
	王排気筒、外周コンクリート壁、一般電源糸(受
	廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃
	備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部
	いるため、降下火砕物の影響を受けす、安全機能(放射性
	め、評価対象施設から除外した。
	一般電源糸(受電エリア)は、一般電源糸の機能を喪失
	<u>源糸等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該</u>
	るため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、
	対象施設から除外した。
	屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリ
	は、代替措置(可搬型測定器)により、必要な機能を確保
	$\underline{Ltc_{\circ}}$
	(5)降下火砕物を含む空気の流路となる施設
	主冷却機のうち屋外部分(屋外ダクト)、非常用テ
	び排気筒、主排気筒、中央制御室に係る空調換気
	(6)外気から取り入れた屋内の空気を機器内に取り込
	非常用ディーセル電源糸に関連する吸気糸統(主
	護糸及び関連する計装設備に関連する盤、非常用
	<u>に関連する盤</u>
	1.7.4.4 降下火砕物による影響の選定
	降下火砕物の特徴及び評価対象施設等の構造や設置状況等
	<u>す影響(以下「直接的影響」という。)とそれ以外の影響(</u>
	<u>する。</u>
	<u>1.7.4.4.1 降下火砕物の特徴</u>
	各種文献の調査結果より、降下火砕物は以下の特徴を有
	(a) <u>火山ガラス片、鉱物結晶片から成る ⁽⁵⁾。ただし、火</u> 山
	⁽⁶⁾ 、主要な鉱物結晶片の硬度は砂同等又はそれ以下で

 武を以下の各区分から抽出する。
 ひろしていた。
 及び主冷却機建物 ディーゼル電源系に関連する冷却塔、 前) <u> 我建物、廃棄物処理建物、メンテナン</u> 設備 そ電エリア)及び屋外管理用モニタリ 経棄物処理設備及び固体廃棄物処理設 Rにはエリアを隔てる蓋が設置されて **±物質の貯蔵)を損なうことはないた** 该当し、外殻施設の健全性が確保され 必要な機能を確保できるため、評価 リングポストの機能を喪失した場合に そできるため、評価対象施設から除外 ディーゼル電源系に関連する冷却塔及 [設備、空調換気設備(外気取入口) む機構を有する施設 治却機建物空調換気設備)、原子炉保 目ディーゼル電源系及び無停電電源系 等を考慮して、降下火砕物が直接及ぼ 以下「間接的影響」という。)を選定 すする。

<u>:山ガラス片は砂よりもろく硬度は低く</u> <u>である^{(7) (8)}。</u>

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	(b) 硫酸等を含む腐食性のガス(以下「腐食性ガス」とい
	属腐食研究の結果より、直ちに金属腐食を生じさせる
	(c) 水に濡れると導電性を生じる ⁽⁵⁾ 。
	(d) 湿った降下火砕物は乾燥すると固結する ⁽⁵⁾ 。
	1.7.4.4.2 直接的影響
	降下火砕物の特徴から直接的影響の要因となる荷重、
	染及び絶縁低下を抽出し、評価対象施設等の構造や設置
	を以下のとおり選定する。
	_(1)荷重
	「荷重」について考慮すべき影響因子は、建物及び
	与える「構造物への静的負荷」である。
	_(2)閉塞
	「閉塞」について考慮すべき影響因子は、降下火程
	させる「水循環系の閉塞」及び降下火砕物を含む空気
	塞させる「換気系、電気系及び計測制御系の機械的
	(3) 摩耗
	「摩耗」について考慮すべき影響因子は、降下
	<u>により配管等を摩耗させる「水循環系の内部にお</u>
	が動的機器の摺動部に侵入し摩耗させる「換気系、
	(摩耗)」である。
	(4) 腐食
	「腐食」について考慮すべき影響因子は、降下が
	物及び屋外施設の外面を腐食させる「構造物への
	及び計測制御系において降下火砕物を含む空気の
	び計測制御系に対する化学的影響(腐食)」及び得
	管等を腐食させる「水循環系の化学的影響(腐食
	<u>(5)大気汚染</u>
	「大気汚染」について考慮すべき影響因子は、『
	設周辺の大気が運転員の常駐する中央制御室内に
	び降下火砕物の除去、屋外設備の点検等、屋外に:
	施設周辺の大気汚染」である。
	<u>(6)水質汚染</u>
	「水質汚染」については、給水等に使用する工業
	よる汚染が考えられるが、原子炉施設では給水処理
	ており、降下火砕物の影響を受けた工業用水を直接
	<u>質管理を行っていることから、安全施設の安全機</u>
	(7) 絶縁低下
	「絶縁低下」について考慮すべき影響因子は、

いう。)が付着している⁽⁵⁾。ただし、金 ることはない⁽⁹⁾。

な砂に比べ低い⁽⁵⁾。

<u>、閉塞、摩耗、腐食、大気汚染、水質汚</u> 置状況等を考慮して直接的な影響因子

など屋外設備の上に堆積し静的な負荷を

<u>、砕物を含む水が流路の狭隘部等を閉塞</u> 至気が機器の狭隘部や換気系の流路を閉]影響(閉塞)」である。

三火砕物を含む水が流路に接触すること かける摩耗」及び降下火砕物を含む空気 気、電気系及び計測制御系の機械的影響

三火砕物に付着した腐食性ガスにより建 の化学的影響(腐食)」、換気系、電気系 の流路を腐食させる「換気系、電気系及 に冷却水に溶出した腐食性成分により配 (を)」である。

<u>降下火砕物により汚染された原子炉施</u> に侵入することによる居住性の劣化及 における作業環境を劣化させる「原子炉

二業用水に降下火砕物が混入することに 型理設備により水処理した給水を使用し 直接給水として使用しないこと、また水 機能には影響しない。

湿った降下火砕物が、電気系及び計測

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	制御系絶縁部に導電性を生じさせることによる「
	<u>1.7.4.4.3 間接的影響</u>
	(1)外部電源喪失及びアクセス制限
	降下火砕物によって原子炉施設に間接的な影響
	が送電線の碍子、開閉所等の充電露出部等に付着
	広範囲にわたる送電網の損傷に伴う「外部電源語
	ることによる交通の途絶に伴う「アクセス制限」
1.7.4. <u>2</u> 設計降下火砕物荷重の算定法	1.7.4. <u>5</u> 設計降下火砕物荷重の算定法
「添付書類 6 8.火山」に示したように、敷地における降下火砕物の <u>最大厚さは 50cm であ</u>	「添付書類6 8.火山」に示したように、敷地におけ
<u>る。</u> 原子力施設の耐降下火砕物設計に用いる設計降下火砕物荷重は、 <u>降下火砕物の層厚を50cm</u>	50cmであり、これを設計上考慮する降下火砕物の層厚と
<u>とし、湿潤密度を 1.5g/cm³として算定する。</u> ただし、降下火砕物の層厚については、原子炉施	に用いる設計降下火砕物荷重は、 <u>設計上考慮する降下</u> ル
設において、必要に応じて、降下火砕物が降下火砕物防護施設又は外殻施設への積灰を抑制す	<u>1.5g/cm³を乗じて算定することを基本とする。</u> ただし、
るための措置を講じることを考慮して設定する。	施設において、必要に応じて、降下火砕物が降下火砕物
	するための措置を講じることを考慮して設定する <u>場合が</u> お
1.7.4. <u>3</u> 荷重の組合せと許容限界	1.7.4. <u>6</u> 荷重の組合せと許容限界
1.7.4. <u>3</u> .1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の状態	1.7.4. <u>6</u> .1 荷重の組合せにおいて考慮する原子炉施設の
(省略)	(変更なし)
1.7.4. <u>3</u> .2 荷重の種類	1.7.4. <u>6</u> .2 荷重の種類
(省略)	(変更なし)
1.7.4. <u>3</u> .3 荷重の組合せ	1.7.4. <u>6</u> .3 荷重の組合せ
設計降下火砕物荷重と他の荷重との組合せは以下のとおりとする。	設計降下火砕物荷重と他の荷重との組合せは以下のとお
(1) 建物・構築物	(1) 建物・構築物
(i)常時作用している荷重及び運転時の状態で作用する荷重と設計降下火砕物荷重及び	(i)常時作用している荷重及び運転時の状態で作り
積雪荷重を組み合わせる。	<u>荷重</u> 及び積雪荷重を組み合わせる。
$(2) \sim (3)$	$(2) \sim (3)$
(省略)	(変更なし)
1.7.4. <u>3</u> .4 許容限界	1.7.4. <u>6</u> .4 許容限界
(省略)	(変更なし)
1.7.4. <u>4</u> 設計における留意事項	1.7.4. <u>7</u> 設計における留意事項
(1) 降下火砕物による波及的影響	降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設
降下火砕物防護施設については、必要に応じて、降下火砕物の除去に係る措置を講じら	には、原子炉を停止する。また、降下火砕物を除去するた
れるものとし、降下火砕物による波及的影響(閉塞及び目詰まり)によって、その安全機	<u>1.7.4.7.1 荷重以外の直接的影響</u>
能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないものとするとともに、中央制御室につ	(1)構造物への化学的影響(腐食)

「盤の絶縁低下」である。

響を及ぼす因子は、湿った降下火砕物 :着し絶縁低下を生じさせることによる :喪失」及び降下火砕物が道路に堆積す .」である。

ける降下火砕物の<u>想定される最大層厚は</u> <u>・する。</u>原子<u>炉</u>施設の耐降下火砕物設計 <u>火砕物の層厚を 50cm に、湿潤密度を</u> 降下火砕物の層厚については、原子炉 加防護施設又は外殻施設への積灰を抑制 <u>、ある。</u>

の状態

おりとする。

用する荷重と設計降下火砕物荷重、風

i設に到達するおそれが確認された場合 ために必要な措置を講じる。

変更前 (R3.12.2 付補正)	変更後
いては、その居住環境を維持できるものとする。	金属腐食研究の結果より、降下火砕物に含まれる腐食性ガスによって直ちに金属腐食を
(2) 降下火砕物随伴事象等に対する考慮	生じないが、外装の塗装等によって短期での腐食を防止し、外部事象防護対象施設の安全
降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された	機能を損なわない設計とする。
場合には、原子炉を停止する。また、降下火砕物を除去するために必要な措置 <u>(除去等)</u>	なお、降灰後の長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて
を講じる。降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対して	補修が可能な設計とする。
は、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。	(2) 水循環系の閉塞、内部における摩耗及び化学的影響(腐食)
	<u>降下火砕物を考慮すべき水循環系としては、非常用ディーゼル電源系の冷却塔の冷却水</u>
	<u>がある。冷却塔は、側面から空気を吸入し、内部で冷却水を冷やして上部のファンを通じ</u>
	<u>て大気に熱を放出する構造である。冷却塔の吸気口には降下火砕物の侵入を防ぐフィルタ</u>
	<u>を設置する。また、冷却塔からの冷却水出口配管には流入した降下火砕物を除去するスト</u>
	レーナーを設置する。
	降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達するおそれが確認された
	<u>場合には、降下火砕物が冷却塔の内部に流入することを防止するため、冷却塔の上部に、</u>
	降下火砕物流入防止板を設置する。
	また、冷却塔の吸気口に設置するフィルタは、降下火砕物により閉塞した場合に、降下
	<u>火砕物を除去、又は閉塞したフィルタを交換できる構造とする。</u>
	<u>さらに、冷却塔の内部に降下火砕物が流入した場合を想定し、ディーゼル発電機に水を</u>
	供給するための配管の途中にストレーナーを設ける。なお、2 式のストレーナー及びその
	配管を並列に設けるものとし、一方が閉塞した場合において、他方を使用し、その間にス
	トレーナーを交換できる構造とする。
	ストレーナーを通過した粒子による内部における摩耗については、主要な降下火砕物は
	砂と同等又は砂より硬度が低くもろいことから、摩耗による影響は小さい。また当該施設
	<u>については、定期的な内部点検及び日常保守管理により、状況に応じて補修が可能であり、</u>
	摩耗により外部事象防護対象施設の安全機能を損なわない設計とする。
	ストレーナーを通過した粒子による化学的影響(腐食)については、金属腐食研究の結
	<u>果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使用や塗</u>
	<u>装の実施等によって、腐食により安全機能を損なわない設計とする。なお、長期的な腐食</u>
	の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。
	(3) 電気系及び計測制御系に対する機械的影響(閉塞、摩耗)及び化学的影響(腐食)
	<u>降下火砕物を考慮すべき原子炉保護系及び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系</u>
	及び無停電電源系に関連する盤はすべて建物内に設置する。
	建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、
	<u>さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計</u>
	<u>とする。なお、建物の空気換気設備の一部を停止し、ガラリの空気流入速度を低下させ、</u>
	<u>降下火砕物を換気空調系へ流入させない措置をとる場合もある。</u>
	<u>ガラリ及びフィルタを通過した粒子による機械的影響(摩耗)については、降下火砕物</u>
	<u>を含む空気が動的機器の摺部に侵入し摩耗させるが、考慮すべき機器は盤用ファンであり、</u>
	日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計とする。非常用ディーゼル機関の
	<u>吸入口はフィルタを設置し、安全機能を損なわない設計とする。</u>

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	ガラリ及びフィルタを通過した粒子による化学的影響(腐食)については、金属腐食研
	究の結果より、降下火砕物によって直ちに金属腐食を生じないが、耐食性のある材料の使
	用や塗装の実施等によって、腐食により安全機能を損なうことのない設計とする。なお、
	長期的な腐食の影響については、日常保守管理等により、状況に応じて補修が可能な設計
	とする。
	(4) 絶縁低下及び化学的影響(腐食)
	<u>降下火砕物による絶縁低下及び化学的影響(腐食)を考慮すべき施設は、外気から取り</u>
	入れた屋内の空気を機器内に取り込む機構を有する施設である原子炉保護系及び関連する
	計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤である。
	建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造にし、
	さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有する設計
	とする。
	また、原子炉保護系及び関連する計装設備が設置されている中央制御室空調換気設備は、
	フィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有すること、また閉回路
	を構築した再循環運転による侵入防止が可能な設計とすることにより、降下火砕物の付着
	に伴う絶縁低下及び化学的影響(腐食)による影響を防止し、安全機能を損なわない設計
	とする。
	(5) 外気取入口等からの降下火砕物の侵入(大気汚染) に対する設計
	<u>外気取入口からの降下火砕物の侵入に対して、以下のとおり安全機能を損なわない設計</u>
	<u>とする。</u>
	 ・建物の換気空調系の吸気口はガラリ構造として降下火砕物を吸い込みづらい構造に
	し、さらにフィルタを設置することで、降下火砕物の侵入に対する高い防護性能を有
	<u>する設計とする。さらに降下火砕物がフィルタに付着した場合でも取替又は清掃が可</u>
	<u>能な構造とすることで、降下火砕物により閉塞しない設計とする。</u>
	 ・中央制御室空調換気設備は、フィルタの設置により降下火砕物の侵入に対する高い防
	<u>護性能を有すること、また閉回路を構築した再循環運転による侵入防止が可能な設計</u>
	とする。
	 ・中央制御室空調換気設備における閉回路を構築した再循環運転時の室内に滞在する人
	員の環境劣化防止のため、酸素濃度及び二酸化炭素濃度の影響評価を実施することに
	より、安全機能を損なわない設計とする。
	 ・非常用ディーゼル電源系に関連する排気筒は、降下火砕物が混入することにより閉塞
	するリスクを有することから、地上部の排気筒端部を恒常的にベンドする措置を施
	し、降下火砕物の流入を防止した設計とする。
	・主排気筒は、降下火砕物が侵入した場合でも、主排気筒の構造から排気流路が閉塞し
	ない設計とする。
	 ・主冷却機のうち屋外部分(以下「屋外ダクト」という。)は、降下火砕物が侵入した場
	<u>合でも、屋外ダクトの構造から空気流路が閉塞しない設計とする。</u>
	<u>1.7.4.7.2 間接的影響</u>
	降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	<u> 炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するもの</u>
	網の損傷による約7日間の外部電源喪失及び敷地外~
	象が生じた場合については、降下火砕物に対して非常
	持することで、必要となる電源の供給が非常用ディー
	<u>することにより、安全機能を損なわない設計とする。</u>
	<u>1.7.4.8 手順等</u>
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する系
	は、降下火砕物対策について、以下の内容を含む手順を対
	・降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉が
	合の以下の措置に関すること。
	(1) 原子炉を停止する判断基準を定める。
	(2) 降灰が確認された場合には、建物や屋外の設備)
	続けないこと、また降下火砕物の付着による閉塞・腐
	評価対象施設等に堆積した降下火砕物の除去を適切
	(3) 降灰が確認された場合には、状況に応じて空調
	より、建物内への降下火砕物の侵入を防止する手順
	(4) 降灰が確認された場合には、非常用ディーゼル電
	を防止するため、冷却塔の上部に、降下火砕物流入防
	冷却塔の内部に降下火砕物が流入した場合を想定し、
	<u>ナーの切替、交換・清掃する手順を定める。</u>
1.7.5 耐外部火災設計	1.7.5 耐外部火災設計
1.7.5.1 外部火災防護施設	1.7.5.1 外部火災防護に関する基本方針
	安全施設が外部火災(火災・爆発(森林火災、近隣工場
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー	
	耐外部火災設計においては、安全機能の重要度分類が
	想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消火流
	的影響評価対象施設が、外殻施設又は離隔による防護によ
	とする。これらの熱的影響評価対象施設以外の安全施設に
	ある場合に、代替措置や修復等により、安全機能を損なれ
	また、想定される外部火災による二次的影響(ばい煙)
	<u>安全機能を損なわないものとする。</u>
	<u>1.7.5.2 評価方針</u>

のとする。また、広範囲にわたる送電
、での交通の途絶によるアクセス制限事
常用ディーゼル発電機の安全機能を維
ーゼル発電機により継続できる設計と
<u>. </u>
法律」に基づく原子炉施設保安規定に
定め、適切な管理を行う。
施設に到達するおそれが確認された場
に長期間降下火砕物による荷重を掛け
<u> </u>
Dに実施する手順を定める <u>。</u>
換気設備の停止又は閉回路循環運転に
夏を定める。
電源系の冷却塔への降下火砕物の流入
防止板を設置する手順を定める。また、
、配管に設置した2式並列のストレー
湯等の火災・爆発、航空機墜落火災等) <u>)</u>
れる最も厳しい火災が発生した場合に
置、離隔距離の確保、建物による防護、
<u>。 </u>
<u> クラス1、2、3に属する構築物</u> 、系
よる損傷の防止に係る安全施設に該当

より、その安全機能を損なわない設計 は、外部火災により損傷するおそれが わないものとする。

及び有毒ガス)に対して、安全施設の

変更前 (R3.12.2 付補正)	変更後
	後述する熱的影響評価対象施設について、評価を行う。当
	設備は内包する建物により防護する設計とし、当該安全施設
	がある。想定される外部火災に対する熱的影響を評価し、消
	も、熱的影響評価対象施設が、外殻施設又は離隔による防護
	い設計とする。重要安全施設以外の安全施設は、外部火災に
	代替措置や修復等により、安全機能を損なわないものとする
	<u>1.7.5.3</u> 評価対象施設の抽出
	外部火災の影響評価を行う熱的影響評価対象施設を以下の
	(1) 重要安全施設を内包し保護する外殻施設
	原子炉建物(格納容器を含む。)、原子炉附属建物及
	(2) 外殻で保護されない重要安全施設
	主冷却機のうち屋外部分(屋外ダクト)、非常用ディ・
	「排気筒」及び「吸気系統」(主冷却機建物空調換
	(3) 安全施設を内包し保護する外殻施設
	第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建
	ス建物の液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物貯蔵設
	(4) 外殻で保護されない安全施設
	主排気筒、外周コンクリート壁、一般電源系(受電
	<u>ングポスト</u>
	廃棄物処理建物、メンテナンス建物に内包される液体廃棄
	備は、基本的にコンクリート構造の地下階に位置し、上部に
	いるため、外部火災の影響を受けず、安全機能(放射性物質
	評価対象施設から除外した。
	一般電源系(受電エリア)は、一般電源系の機能を喪失し
	<u>源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に該当</u>
	るため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により、必
	対象施設から除外した。
	<u>屋外管理用モニタリングポストは、屋外管理用モニタリン</u>
	<u>は、代替措置(可搬型測定器)により、必要な機能を確保で</u>
	<u>した。</u>
	<u>主冷却機のうち屋外部分(屋外ダクト)、非常用ディーゼ</u>
	<u>主冷却機建物屋上に設置されており、外壁よりも建物中心部</u>
	対象壁の評価で代表する。また、竜巻対策として周囲に防風
	<u>塔が直接影響を受けることはない。</u>
	<u>非常用ディーゼル電源系に関連する「排気筒」は、主冷</u> 却
	体試験施設等の他施設が障壁となるため、熱的影響を直接受
	また、外部火災の二次的影響に対する評価対象施設を以下
	(1)ばい煙により外気取り込み設備の目詰まりが想定さ

<u>。当該熱的影響評価にあっては、屋内</u> 施設の外殻施設を評価対象とする場合 、消火活動に期待しない場合にあって 防護により、その安全機能を損なわな 炎により損傷するおそれがある場合に、 する。

下の各区分から抽出する。

物及び主冷却機建物

ディーゼル電源系に関連する「冷却塔」、 調換気設備)_

⁷蔵建物、廃棄物処理建物、メンテナン 7蔵設備

(受電エリア)及び屋外管理用モニタリ

院棄物処理設備及び固体廃棄物処理設 部にはエリアを隔てる蓋が設置されて 物質の貯蔵)を損なうことはないため、

失した場合には、非常用ディーゼル電 該当し、外殻施設の健全性が確保され 、必要な機能を確保できるため、評価

リングポストの機能を喪失した場合に 保できるため、評価対象施設から除外

-ゼル電源系に関連する「冷却塔」は、 心部に配置することで火炎に近い評価 防風壁が設置されていることから冷却

<u>:冷却機建物西側に配置することで集合</u> 接受けることはない。 以下の通り抽出した。 定される安全施設

変更前 (R3.12.2 付補正)

変更後

中央制御室、非常用ディーゼル発電機に関連する「冷却塔」及び「吸気系統」(主冷却機

建物空調換気設備) (2) 有毒ガスにより人員の活動に影響を及ぼすことが想定される安全施設

中央制御室

1.7.5.4 熱的影響評価における外部火災の想定等

(1) 森林火災

「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参照するが、大洗研究所周辺の特徴を考 慮して発火点を設定する。森林火災の延焼を防ぐための手段として防火帯を設け、火炎が 防火帯外縁に到達するまでの時間、評価対象施設への熱影響及び危険距離を評価し、必要 な防火帯幅、評価対象施設との離隔距離を確保すること等により、評価対象施設の安全機 能を損なわない設計とする。 (i)森林火災の想定 大洗研究所の周囲 10km 圏内には、東に太平洋、北に涸沼川及び耕地、北西に涸沼が位置 し、南から西の方面は耕地となっている。敷地周辺には、国有林等の広大な森林がなく、 大規模な森林火災は発生しないと考えられる。さらに、敷地境界に沿って道路が敷設され ており、防火帯相当として考慮できる。このため、いずれの方角の敷地外からの森林火災 を想定した場合でも、大洗研究所に延焼することはない。 このため、人為的行為を考慮し、火を扱う可能性がある箇所で、火災の発生頻度が高い と想定される道路沿いとして、大洗研究所(南地区)敷地境界に発火点を設け、敷地内の 森林を延焼し、熱的影響評価対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施する。 大洗研敷地内では、原子炉施設の北側及び南側の植生は工場地帯に位置付けられ、また、 障壁となる他施設の建物等が設置されている。原子炉施設の西側には夏海湖が位置する。 敷地境界の発火点としては、敷地内の森林を考慮していずれの方角からの延焼を考慮する が、北、西及び南からは例え延焼が進み、最終的に原子炉施設西側の夏海湖周囲の森林に 到達しても、照射燃料集合体試験施設が障壁となる。 熱的影響評価に当たっては、「添付書類6 2.気象」に示す高さ10mの年風向頻度は北東 の風が卓越していること、また、原子炉施設から敷地境界までの距離が短く、かつ、障壁 となる他施設を有しない場所として、原子炉施設の東側の敷地境界を発火点とする。 「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」において推奨されている森林火災シミュレ ーション解析コード(FARSITE)で使用されている計算式を使用する。このため、計算に使用 するデータは敷地内及び原子炉施設周辺のデータとする。 (ii) 必要データ(計算入力条件)

(a) 土地利用データ

敷地内のみの評価のため、環境省の植生調査及び現地調査に基づき、植生及び土地利 用を確認する。

(b)植生データ

敷地内のみの評価のため、環境省の植生調査及び現地調査に基づき、詳細な植生を確 認する。植生として、敷地内にスギ、ヒノキやマツが分布していることを考慮する。

1.7.5.2 熱的影響評価における外部火災の想定等

(1) 森林火災

大洗研究所(南地区)敷地境界に発火点を設け、敷地内の森林を延焼し、熱的影響評価 対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施するものとする。なお、敷地内にあっ ては、必要に応じて、防火帯又は防火帯相当のエリアを設けるものとする。また、熱的影 響評価に当たっては、植生として、敷地内にスギ、ヒノキやマツが分布していることを考 慮するとともに、火炎中の風速として、過去10年間(2004年~2013年)の水戸地方気象 台の観測データの最大風速 17.4m/s(2013 年 10 月) に、地形及び樹林の影響を踏まえて 0.3 を乗じた 5.22m/s を使用する。

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	<u>(c)地形データ</u>
	敷地内のみの評価のため、地理院地図(電子国土
	<u> 3.</u>
	<u>(d)気象データ</u>
	過去 10 年間(2004 年~2013 年)の水戸地方気
	(2013 年 10 月) <u>を用いる。</u>
	火炎中の風速として、地形及び樹林の影響を踏ま
	る。
	また、風速以外の気象データについて、「原子力
	は FARSITE で大気の温度と湿度が用いられている
	おける枯死した可燃物の条件設定に用いられ、初
	タをタイムステップごとの温度と湿度データによ
	では、FARSITE コードの評価式を用いた評価を行っ
	いておらず、枯死した可燃物の含水率(Mf=可燃
	保守的に乾燥状態を想定して初期値(0.01)で一次
	_(iii)評価手法
	敷地内のみの評価のため、FARSITE で使用されてい
	表を伝播する火災(以下、地表火という。)、樹冠を住
	伝播の加速及び飛び火の4つのふるまいを取り扱っ
	に直接影響する地表火及び樹冠火のみを取り扱って
	播の加速に関しては、伝播が加速する要素をなくす
	ことを仮定する。飛び火に関しては、これを考慮す
	帯相当のエリア以外には森林空白帯等を設けない想知
	(iv) 延焼速度及び火線強度の算出
	円筒火炎モデルを用いて、延焼速度(約11.5m/mi
	射強度 (515kW/m ²) を算出する。
	(v) 火炎到達時間による消火活動
	延焼速度より、発火点から防火帯までの火炎到達
	間が短いため、森林火災が防火帯に到達するまでの
	防隊による初期消火は期待できないが、防火帯によ
	なお、防火帯の手前に存在する「常陽」東側駐車
	駐車場における車両火災による火炎輻射強度は森林
	<u>(vi)防火帯幅の設定</u>
	最大火線強度(1,063kW/m)により算出される防火
	<u>幅(防火帯の風上20m内に樹木が存在する場合)、防</u>
	幅(防火帯の風上 20m 内に樹木が存在しない場合)
	安全機能を損なわない設計とする。
	防火帯は延焼防止効果を損なわない設計とし、防
	場合は必要最小限とする。

土 Web) により延焼経路の傾斜を設定す

気象台の観測データの最大風速 17.4m/s

まえて 0.3 を乗じた 5.22m/s を使用す

D発電所の外部火災影響評価ガイド」で 。当該気象データは、地表火の評価に 期値で入力する「含水率」のパラメー り変化させている。大洗研究所の評価 っており、大気の温度と湿度の入力は用 物の含水量/可燃物の乾燥質量)は、 定とする。

いる計算式を使用する。FARSITE では地 伝播する火災(以下、樹冠火という。)、 っている。簡易評価では、建物の壁温度 森林火災の挙動を評価する。なお、伝 ため、延焼方向に最大速度の風が吹く る必要がないように、施設周辺の防火 定とする。

in) や火線強度 (1,063kW/m)、火炎輻

時間(約7.1分)を算出する。到達時 間に大洗研究所に常駐している自衛消 り安全機能を損なわない設計とする。 場により実際には延焼は留められる。 次災の値を下回る。

<u>
と帯幅 17.4m に対し、約 18m の防火帯</u> <u>
方火帯幅 6.7m に対し、約 7m の防火帯</u> <u>
を確保することにより評価対象施設の</u>

j火帯に可燃物を含む機器等を設置する

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
(2) 近隣工場等の火災(近隣の作業施設の火災・爆発)	(2)近隣工場等の火災<u>・爆発</u>(近隣の作業施設の火災)
大洗研究所(南地区)敷地外10km以内の範囲において、石油コンビナート施設は存在し	 (i) 石油コンビナート施設等の影響
ないため、石油コンビナートの火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。	大洗研究所(南地区)敷地外 10km 以内の範囲にお
	<u>天然ガス (LNG) 基地</u> は存在しないため、石油コンビナ
危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあっては、危険物貯蔵施設の危険物屋外タンクや高圧	火災・爆発による損傷の防止は、設計上考慮しない。
ガス貯蔵設備(15t以上の液化石油ガス及び1t以上の可燃性の高圧ガスを有する施設)に	(ii) 危険物貯蔵施設の影響
おける火災・爆発を想定する。 <u>また、</u> 危険物を搭載した車両の火災・爆発にあっては、敷	危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあっては、危険物
地に隣接する国道 51 号線において、危険物を搭載した車両による火災・爆発を想定する。	ガス貯蔵設備(15t 以上の液化石油ガス及び 1t 以上の
<u>上記の他、ここでは、</u> 航空機が原子炉施設周辺で落下確率が 10 ⁻⁷ 回/炉・年以上になる	おける火災・爆発を想定する。
地点へ落下し、火災が生じることも想定し、熱的影響評価を実施するものとする。	ただし、敷地外の危険物屋外タンクについては、敷
	基本的に数量が小さく、かつ、大きな離隔距離を有る
	ンクの火災で代表させるものとする。
	高圧ガス貯蔵設備を4つ有する1事業所が存在する
	(a) 火災の影響
	敷地内の危険物屋外タンクの火災で代表させるも
	評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施調
	り、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とす
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	こでは、当該設備での爆発を想定する。
	評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施
	101m)以上確保することにより、評価対象施設の安
	<u>(iii)</u> 燃料輸送車両の影響
	危険物を搭載した車両の火災・爆発にあっては、勇
	危険物を搭載した車両による火災・爆発を想定する。
	<u>(a) 火災の影響</u>
	敷地は、国道 51 号線に隣接する。国道 51 号線(
	<u>する。タンクローリーの破損等によりガソリンが</u>
	し、全面火災が生じることを想定する。当該タング
	道を通行可能な上限量のガソリンを搭載しているも
	評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施調
	り、評価対象施設の安全機能を損なわない設計とす
	(b) ガス爆発の影響
	敷地は、国道 51 号線に隣接する。ここでは、国
	爆発を想定する。当該タンクローリーは、液化天然
	が積載された最大クラスのものを対象とする。
	評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施調
	風圧の影響に対して、敷地周辺道路から原子炉施調
	限界距離(約 88m)以上確保することにより、評価対

災・爆発)

がいて、石油コンビナート施設<u>及び液化</u> ナート<u>及び液化天然ガス(LNG)基地</u>の 。

物貯蔵施設の危険物屋外タンクや高圧 の可燃性の高圧ガスを有する施設)に

<u>敷地内の危険物屋外タンクと比較して、</u> することから、敷地内の危険物屋外タ

る。

ものとする。

<u>設との離隔距離を確保すること等によ</u> <u>する。</u>

シン又はブタン)が貯蔵されている。こ

施設との離隔距離を危険限界距離(約 安全機能を損なわない設計とする。)

敷地に隣接する国道 51 号線において、 。

ミにおけるタンクローリーの火災を想定 トレーラの全長×全幅の範囲に漏えい クローリーは、消防法で定められた公 ものとする。

設との離隔距離を確保すること等によ する。

<u>国道 51 号線におけるタンクローリーの</u> <u>然ガス(LNG)又は液化石油ガス(LPG)</u>

設との離隔距離を、ガス爆発による爆 設までの離隔距離を必要とされる危険 対象施設の安全機能を損なわない設計

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
	<u>とする。</u>
	(iv) 漂流船舶の火災・爆発
	原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大
	洗港があり、T.P. +約35m~+約40mに位置する原
	原子炉施設から十分離れていることから、船舶の火
	て、船舶の火災・爆発を考慮する必要はない。
	(v)敷地内に設置する危険物貯蔵施設等の火災・
	敷地内には、39の危険物を保有する施設を有する
	するものは3 施設である。これらの屋外タンク貯蔵
	大容量を有するものは、HTTR 機械棟屋外タンクであ
	施設からの距離が最も短いことを踏まえ、ここでは
	定する。なお、一般取扱所、屋内貯蔵所及び地下タン
	価対象施設に対して、直接的に熱輻射が生じないた
	評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設
	評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。
	爆発は対象となる高圧ガス貯蔵設備を有しないた
	(3) 航空機墜落による火災
	(i) 対象航空機の選定方法
	航空機落下確率評価においては、過去の日本国内
	に、落下事故を航空機の種類及び飛行形態に応じて
	下確率を求める。
	(ii) 航空機墜落による火災の想定
	(a) 航空機は、発電所における航空機落下確率割
	大の機種とする。
	(b) 航空機は燃料を満載した状態を想定する。
	(c) 航空機の墜落によって燃料に着火し火災が起
	(d) 気象条件は無風状態とする。
	(e) 火災は円筒火炎をモデルとし、火炎の高さは
	(ⅲ)評価対象範囲
	航空機が原子炉施設周辺で落下確率が 10-7 回/炉
	生じることも想定し、熱的影響評価を実施するもの
	(iv) 評価対象施設への熱影響
	評価対象施設への熱影響を評価し、評価対象施設
	評価対象施設の安全機能を損なわない設計とする。
	(v)航空機墜落火災と危険物貯蔵施設等の火災の
	航空機墜落火災と危険物貯蔵施設等の火災による
	落火災と森林火災の重畳評価を実施する。
1.7.5.3 熱的影響評価における許容限界	1.7.5.5 熱的影響評価における許容限界

<u>
 沈研究所(南地区)の北方約5kmに大</u>

 子炉施設の東側約400mに海岸がある。

 (災・爆発による影響はない。したがっ

爆発

る。このうち、屋外タンク貯蔵所に該当 蔵所には、A 重油が貯蔵されており、最 あること、また、当該タンクは、原子炉 は、HTTR 機械棟屋外タンクでの火災を想 ンクについては、火災を想定しても、評 こめ、本影響評価の対象外とした。 段との離隔距離を確保することにより、

め本影響評価の対象外とした。

<u>りにおける航空機落下事故の実績をもと</u> こカテゴリに分類し、カテゴリごとに落

平価の対象航空機のうち燃料積載量が最

こることを想定する。

燃焼半径の3倍とする。

5・年以上になる地点へ落下し、火災が かとする。

との離隔距離を確保すること等により、

重畳評価

<u>う重畳評価を実施する。また、航空機墜</u>

変更前 (R3.12.2 付補正)	変更後
熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとする。	熱的影響評価における許容限界は、以下のとおりとす
	炉施設の水平方向に発生することから、火炎輻射の影響
	<u>る天井スラブと垂直外壁面のうち、垂直外壁面を対象と</u>
	<u>クリート壁以外の機器搬出入口等の建物内近傍には、安</u>
	<u>とし、安全施設の安全機能を損なわない設計とする。</u>
(1)森林火災	(1)森林火災
(i)森林境界(想定される発火点から防火帯又は防火帯相当のエリアまでの経路におい	(i)森林境界(想定される発火点から防火帯又は
て、原子炉施設に最も近接する地点)における植生等から評価される火炎輻射強度に対	て、原子炉施設に最も近接する地点)における植
して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温度が、	して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、
200℃を下回ることを確認することを基本とする。なお、許容限界とした壁温度(200℃)	200℃を下回ることを確認することを基本とする。
は、火災時における短期温度上昇を考慮した場合において、コンクリート圧縮強度が維	は、火災時における短期温度上昇を考慮した場合
持される保守的な温度として設定した。	持される保守的な温度として設定した。また、コ
	気象台の観測データの日最高気温の調査結果(38
	とする。
	 なお、建物内壁面及び室内の温度上昇について
	の体積があることから壁温度 200℃を下回ること
(2) 近隣工場等の火災	(2)近隣工場等の火災
$(i) \sim (iii)$	$(i) \sim (iii)$
(省略)	(変更なし)
(iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における燃料油量等から評価される火炎輻射強	(iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における
度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許容限界とし、当該壁温	度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度につ
度が、200℃を下回ることを確認することを基本とする。	度が、200℃を下回ることを確認することを基本
	なお、建物内壁面及び室内の温度上昇について
	の体積があることから壁温度 200℃を下回ること
1754 歌卦にわける $\overline{\alpha}$ 辛車百	1756 記卦にわけて図音車百
	1.(. <u>5.6</u> 政前にわける笛息事項 (1) 防止共の乳墨
	(1) <u>(1)</u> 動地内になってけ、証価した具十ル値改産(1 06)
	<u> </u>
	火影響計111月1下」を変有に、計111日に火災輻射強
	<u> 冬旭良い空価度が計谷価度(200し)を超える距離)</u> め如よ巛性毒佐乳。の影響(陸座したて仙佐乳のナ
	21前八火辺硬肥設への影響(障壁とよる他肥設の有
	<u>仔仕する場合)、防火帯噛り.7m に対し、約7m の防</u>
	<u>仔仕しない場合)を催保する。</u>
	<u>防火帯では、原則として、駐車を禁止するととも</u>
	や物品の搬出人等に伴い、やむをえず防火帯に停車
	を置く必要がある場合についても、長時間の停車や
	<u>移動できるよう人員を配置する等の運用上の措置を</u>

る。	なお	3,	想	定す	-3	外音	3火	災	は、	原	子
に鋸	み、	熱	的	影響	評	価対	象	施	設に	おり	ナ
して	「許容	隁	界	を設	;定	する) _	まフ	た、	3	\sim
全機	能を	:有	す	る施	設	を配	置	し	ない	もの	カ
							-				

は防火帯相当のエリアまでの経路におい 直生等から評価される火炎輻射強度に対 200℃を許容限界とし、当該壁温度が、 。なお、許容限界とした壁温度(200℃) 合において、コンクリート圧縮強度が維 コンクリート温度の初期値は、水戸地方 38.4℃(1997 年 7 月))を踏まえ、40℃

<u>には建物内壁面からの放熱及び室内空間</u> : で影響がないとする。_

5燃料油量等から評価される火炎輻射強 ついて、200℃を許容限界とし、当該壁温 ことする。

こは建物内壁面からの放熱及び室内空間 こで影響がないとする。

i3kW/m)に応じ、防火帯を設ける。原子 離については、「原子力発電所の外部火 値度に応じた危険距離(熱的影響評価対) を上回るように設定する。防火帯は、 所無)を踏まえて設け、最大火線強度に ち火帯幅(防火帯の風上 20m 内に樹木が 防火帯幅(防火帯の風上 20m 内に樹木が

<u>いに可燃物を置かないよう管理し、工事</u> <u>する必要がある場合や一時的に可燃物</u> か仮置を禁止し、速やかに車両や物品を <u>講ずる。</u>

変更前(R3.12.2 付補正)	変更後
(1) 外部火災におけるばい煙による波及的影響	(2) 外部火災の二次的影響の考慮
<u>安全施設</u> については、必要に応じて、ばい <u>煙</u> の除去に係る措置を講じられるものとし、	<u>外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒</u>
ばい煙による波及的影響(閉塞及び目詰まり)によって、その安全機能の重要度に応じて、	影響を考慮する非常用ディーゼル電源系に関連する冷
必要な安全機能を損なわないものとするとともに、中央制御室については、その居住環境	い <u>じん</u> の除去に係る措置 <u>(フィルタの交換・清掃)</u> を
を維持できるものとする。なお、敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達す	波及的影響(閉塞及び目詰まり)によって、その安全
るおそれが確認された場合には、原子炉を停止する。 <u>また、ばい煙を除去するために必要</u>	機能を損なわないものとするとともに、中央制御室に
<u>な措置(除去等)を講じる。</u> 外部火災発生時において原子炉施設外で想定される外部電源	気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空
喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。	<u>れる。フィルタにより、ばいじんの流入を抑止するこ</u>
	<u>る。フィルタに閉塞及び目詰まりが生じた場合には、</u>
	<u>に応じ、空調を再循環運転とすることで、</u> その居住環
	敷地内外において、多量のばい煙 <u>や有毒ガス</u> が原子炉
	場合には、原子炉を停止する。外部火災発生時におい
	源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、
(<u>2</u>)外部火災における消火活動	(<u>3</u>)外部火災における消火活動
大洗研究所には、24時間常駐の自衛消防隊を組織し、敷地内に火災が発生した場合にあ	敷地内の森林を延焼して原子炉施設に接近する火災
<u>っては、近隣市町村消防本部と連携して、</u> その消火活動に従事するものとする。 <u>また、</u> 敷	が大洗研究所の通報連絡系統に従って、公設消防や連
地内において、自衛消防隊又は <u>近隣市町村消防本部</u> による消火活動を必要とする火災が発	中は従業員により編成する自衛消防隊、休日・夜間は
生した場合には、必要に応じて原子炉を停止する。	従事するものとする。
	<u>なお、</u> 敷地内において、 <u>公設消防、</u> 自衛消防隊又は
	する火災が発生した場合には、必要に応じて原子炉を
	1.7.5.7 手順等
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法
	は、外部火災対策について、以下の内容を含む手順を定め
	 外部火災時の原子炉の停止及び措置に関すること。
	 ばい煙及び有毒ガスが発生した場合の措置に関する
	 防火帯の維持及び管理に関すること。

毒ガスを想定する。

外部火災の二次的 <u>令却塔</u>については、必要に応じて、ば を講じられるものとし、ばい煙による 全機能の重要度に応じて、必要な安全 については、<u>通常運転時において、外</u> 2調器を経由し、中央制御室に導入さ ことで、中央制御室の居住性を確保す 交換・清掃を実施する。また、必要 **環境を維持できるものとする。なお、** 炉施設に到達するおそれが確認された いて原子炉施設外で想定される外部電 原子炉を自動停止するものとする。

災が発生した場合にあっては、発見者 連絡責任者等に連絡するとともに、

日 は常<u>駐消防班により、</u>その消火活動に

は<u>常駐消防班</u>による消火活動を必要と と停止する。

去律」に基づく原子炉施設保安規定に <u>う、適切な管理を行う。</u>

ること。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(1.安全設計の考え方 1.8 「設置許可基準規則」への適合/1.9 参考文献)】
変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1.8 「設置許可基準規則」への適合	1.8 「設置許可基準規則」への適合
原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための	原子炉施設は、「設置許可基準規則」に適合するように設
原子炉施設は、「設置計可基準規則」に適合するように設計する。各条文に対する適合のための 設計方針は次のとおりである。	原子炉施設は、「設置計可基準規則」に適合するように設設計方針は次のとおりである。

設計する。各条文に対する適合のための

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(適用範囲) 第一条 (省略)	(適用範囲) 第一条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、設計及び工事の <u>方法</u> の認可、使用 前検査及び <u>施設定期</u> 検査等にも配慮して、原則として現行国内法規に基づく規格及び基準によるものと する。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び基準で一般的でないものを適用する場合に は、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づく規格及び基準との対比並びに適用の妥当性 を明らかにする。	 原子炉施設及びその附属施設の設計及び材料の選定に当たっては、 前<u>事業者</u>検査及び定期事業者検査等にも配慮して、原則として現行目るものとする。ただし、外国の規格及び基準による場合又は規格及び る場合には、それらの規格及び基準の適用の根拠、国内法規に基づくの妥当性を明らかにする。
 添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 5. 原子炉冷却系統施設 6. 計測制御系統施設 7. 放射性廃棄物の廃棄施設 8. 放射線管理施設 9. 原子炉格納施設 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 	添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施訂 5. 原子炉冷却系統施設 6. 計測制御系統施設 7. 放射性廃棄物の廃棄施設 8. 放射線管理施設 9. 原子炉格納施設 10. その他試験研究用等原子炉の附属が



変更前(2021.12.2 付補正)	23 23	を更後
(定義)	(定義)	
第二条 (省略)	第二条	
適合のための設計方針	適合のための設計方針	
(省略)	(変更なし)	



変更後
(試験研究用等原子炉施設の地盤) 第三条 (変更なし)
適合のための設計方針
 について 耐震重要施設は、基準地震動による地震力が作用した場合においた を有する地盤に設置する。また、上記に加え、基準地震動による のずれが発生しないことを含め、基準地震動による地震力に対す 主冷却機建物の地盤については、周辺地盤の改良を行い、基礎地盤 なお、改良地盤については、試験施工に基づいた各種試験から物 物性値については、品質管理方針を示した上で、所定の物性値が 理で確認する。また、地盤の安定性評価は、解析用地下水位を地
 地盤がすべりに対して安定性を有していることを確認する。 2 について (変更なし) 3 について (変更なし)
 添付書類六の以下の項目参照 3. 地盤

いても、接地圧に対する十分な支持力 地震力が作用することによって弱面上 る支持性能を有する地盤に設置する。 盤のすべりに対して安定性を確保する。 性値を設定することから、改良地盤の 確保されていることを施工時の品質管 表面に設定した解析を基本とし、基礎

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(地震による損傷の防止)第四条 (省略)	(地震による損傷の防止) 第四条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
 1、2及び3 について 原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に分類する。なお、設計にあっては、水 冷却型試験研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を考慮するとともに、耐震重要度分類は その設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要施設は、Sクラスの施設とする。 Sクラス 安全施設のうち、その機能使失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれ のある設備・機器等を有する施設(「過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安 全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり5mSv を超えること をいう。) Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設 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等の安全性が要求さ れる施設 Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。 (1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計 する。また、現代記録計用地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計 する。また、現代記録計用地震動による地震力に対してその空全機能が保持できるように設計 する。また、現代記録計用地震動による地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計 する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、 検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に1/2を乗じたものとする。なお、当該地震動による 地震力は、水平2方向及び約直方向について適切に組み合わせて算定する。 (3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計 する。 (4) 耐濃重要応設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その 安全機能を損なわないように設計する。 	 1及び2 について 原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に 冷却型試験研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を その設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要 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のある設備・機器等を有する施設(「過度の放射線被 全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値 をいう。) Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響) Cクラス Sクラス、Bクラス以外であって、一般産業施設 れる施設 Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本: Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本: Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本: Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本:
	<u>Sクラス 3.0</u>

分類する。なお、設計にあっては、水 考慮するとともに、耐震重要度分類は 施設は、Sクラスの施設とする。 に過度の放射線被ばくを与えるおそれ 友ばくを与えるおそれのある」とは、

安 が発生事故当たり 5mSv を超えること がSクラス施設と比べ小さい施設 又は公共施設と同等の安全性が要求さ 方針を以下に示す。 その安全機能が保持できるように設計 力のいずれか大きい方の地震力に対し 。なお、静的地震力は、水平地震力と :する。動的地震力は、水平2方向及び 状態に留まる範囲で耐えるように設計 響についての検討を行う。その場合、 ものとする。なお、当該地震動による わせて算定する。 状態に留まる範囲で耐えるように設計 するものの波及的影響によって、その <u> 定する。</u> に適用することとし、それぞれの耐震 <u> 度に基づき算定する。</u> 示す耐震重要度分類に応じた係数を乗

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u> Bクラス 1.5</u>
	<u> Cクラス 1.0</u>
	ここで、地震層せん断力係数 Ci は、標準せん断力
	動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とす
	力が必要保有水平耐力を上回ることを確認する際に
	ては、地震層せん断力係数 C _i に乗じる施設の耐震重
	分類の各クラスともに 1.0 とし、その際に用いる標
	Sクラスの建物・構築物については、水平地震力
	合せで作用するものとする。鉛直地震力は、震度 0
	性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算
	に一定とする。
	<u>b. 機器・配管系</u>
	静的地震力は、上記 a. に示す地震層せん断力係
	係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及
	震度より求める。なお、Sクラスの施設については
	利な方向の組合せで作用するものとする。ただし、
	(2)動的地震力
	動的地震力は、Sクラスの施設に適用し、「添付書類6
	設計用地震動から定める入力地震動を入力として、動的解
	ついて適切に組み合わせて算定する。Bクラスの施設の
	は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じた動的地震力を適用す
	「添付書類6 5. 地震」に示す基準地震動は、敷地ごと
	震源を特定せず策定する地震動に基づき、敷地における解
	成分の地震動としてそれぞれ策定する。
	弾性設計用地震動は、基準地震動との応答スペクトルの
	いように、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針
	会決定)」における基準地震動 S1 を踏まえ、工学的判断カ
	<u>する。</u>
	耐震設計では、水平2方向及び鉛直方向の地震力による
	3 について
	する。基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及
	原子炉施設は、耐震重要度に応じて、以下の耐震重要度分類に
	冷却型試験研究炉との構造上の相違(低圧、薄肉、高温構造)を
	その設計の特徴を十分踏まえて行うものとする。また、耐震重要
	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
	のある設備・機器等を有する施設(「過度の放射線

係数 C₀ を 0.2 とし、建物・構築物の振 る。また、建物・構築物の保有水平耐 用いる必要保有水平耐力の算定におい 重要度分類に応じた係数は、耐震重要度 準せん断力係数 C₀は 1.0 とする。 ひと鉛直地震力が同時に不利な方向の組 .3 を基準とし、建物・構築物の振動特 に定する。ただし、鉛直震度は高さ方向

数 C_iに施設の耐震重要度分類に応じた び鉛直震度をそれぞれ 20%増しとした 、水平地震力と鉛直地震力は同時に不 鉛直震度は高さ方向に一定とする。

<u>5.</u> 地震」に示す基準地震動及び弾性 <u>群により、水平2方向及び鉛直方向に</u> <u>かち、共振のおそれのある施設について</u> <u>-る。</u>

に震源を特定して策定する地震動及び な基盤表面における水平成分及び鉛直

)比率の値が目安として 0.5 を下回らな
 (昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員)
)ら基準地震動に係数 0.5 を乗じて設定

<u>ら応力を適切に組み合わせる。</u>

全機能が損なわれるおそれがないように設計
 敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構
 定することが適切なものとして策定する。
 分類に分類する。なお、設計にあっては、水
 (造)を考慮するとともに、耐震重要度分類は
 (重要施設は、Sクラスの施設とする。)
 2の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれのある」とは、安

 A株地の大きによめ知らやえやつき換きの分析の自体はなます場合も、日本のくなるととしたいうし、 Tシンパー支急症及びうち、そび増生を使きした受うが構成したことが正式 Cシンパークシスになりためたのようにないたまでは、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまでは、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまでは、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまでは、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまで、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまで、 Tシンパークシスになりまた。 Tシンパークシスになりためたのようにないたまで、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまで、 Tシンパークシスになりためたのようにないたまで、 Tシンパークシスになりまた。 Tシンパークシスになりまた。 Tシンパークシスになりためたのはないたいたいためた。 Tシンパークシスになりためたのはないたいたいためた。 Tシンパークシスになりためたのまた。 Tシンパークシスになりためたのためたのはないたいたいためた Tシンパークシスになりためたいためた。 Tシンパークシスになりためたいためた Tシンパークシスになりためた Tシンパークシスになりためたいためた Tシンパークシスになりためたいためた Tシンパークシスになりためたいためた Tシンパークシスになりためた Tシンパークシスになりためた Tシンパーク Tシンパークシスのはないたいたいためにありた Tシンパーク Ture Ture Ture Ture Ture Ture Tu	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
シンパン <		全機能の喪失による周辺の公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えること
日クラス 電気構成の方、2.5時になどのことのためのため、2.5時にないたの、2.5時にないため、2.55時にないため、2.5		<u>をいう。)</u>
 らしたない、たかしたのが、たかしたので、一般のなど知られたのはないで、「あったい」のない、たかしたのない、このない、たかしたのかい、このない、ためしたのない、このない、ためしたのない、このない、このない、このない、このない、このない、このない、このない、こ		<u> Bクラス 安全施設のうち、その機能を喪失した場合の影響がSクラス施設と比べ小さい施設</u>
 もした設置		<u> 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等の安全性が要求さ</u>
9 クラス、レクラスなびとラスなびとラスの認識に基金を必要ややなたまた。その、生産の活用、 日本高速量度 (1)3)、用子が電気的は気が以前時か (1000m0)、発展用用子力活動と優(気計・量気) 10) 多少な単立・原品に (1) 多少なの電話に、基準地管に支払成金力が生活などののできなことに設計 エム、また、空気の前時について、加速量度がない生活のようかい生たなどの必要した。 (1) 多少なの電話に、基準地管に支払成金力が生活などのから見たがないまたなどの必要した。 (1) 多少なの電話に、基準地管にたちになどののために使うかったたった。 (1) 多少なの電話に、基準地管に支払のたった。 (1) 多少なの電話に、基準地管に支払の使うない生たなどのの意味が見ていたいのなどのの意味がた用すたちんでする。 (2) シクスのの認識に、自然の話をかったりにないための意味がないていないたけろうくの意味がいたいのなどのでいたいのたけのです。 (2) シクスの認識に、自然の意味がたいたけのある物がごいたいでは、それの意味でいたいのなどのでいた。 (2) シクスのの認識に、自然の意味がたいたけのある物がごいたいのではないため、たちょうたのなどう、ないたいたちょうたのなどう、ないため、 (3) シクスの認識に、通知の意味がたいたいでないたいのためたいたち、 (4) 正要したのたけののでいたいでは、たちょうため、 (3) こうないないのかったいたいでは、 (4) 正要したのたけのにとな強いかったいたいでないたいのから時ににないたいでした。 (3) こうないないのからいにとな強いたち、 (4) 正要したのたけののでののうたいにとな強いのたち、 (4) 正要したのたけののでのないからないたいたいでもたったり、 (4) 正要したのたちののでのないたち、 (5) こかなしたのないの時ににないたち、 (4) 正要したのたちののでのたちののでのないたち、 (5) こなしたちのでのないたちののでしたかったちののの後ににないたちのでのないたち、 (5) このないたちのでのでのないたちののでのない、 (5) このないたちのでのでしたかないたちののでのないたちののでのないたちののでのたちののであったちのであったちのないたちのないたちのであったちのであったちのないたちのないたちのないたちののでのたちののであったちのであったちののであったちのないたちのであったちのでのたちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのでのたちののであったちのでのであったちのであったちのでのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのでのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちのであったちの		れる施設
日本部業務務 (19)、売工人業業産産加速含力技術目計 (100%01)、業業産原本-20歳後年金 (営計・登点 1) 学の生活・認知になった。 11 タクネスの施設は、業産価資数による施設力に対してその安全機能が保持できるように数計 1 くられた、気度に含用するのたです。物料に取りたまたいの以及汚りだれ」 てきたむ(加速状に)なりたなけすいのとないかり以及汚りだれ」 てきたむ(加速状に)なりたなけすいのでは、かでえいいの以及汚りだれ」 てきたむ(加速状に)なりたなけでなった。(おり、使うたい)ないためいないのないために 1) パーンにてはいたおりるたいでないでは、かつ使われて、水平の支付な 1) パーンにていたの、日本の使うためにできた。 (2) 日クマスの施設は、実施に含まるためではないためになどでなった。 (2) 日クマスの施設に、強いためになどのなどの強定した。 (2) 日クマスの施設に、ためまでないためになどの加速した。 (2) 日クマスの施設に、加速でないためになどの強定などのために、(2) 市場になどの加速でないないでのの含ます。 (2) 日クマスの施設に、加速でなどのまた、このになどの強定した。 (2) 日クマスの施設に、「ないため」でなどのなどのなどのなどのなどのために、(2) であります。 (3) ロシスの通常は、新価の意力にないでないために受まるとなどできる。 (3) ロシスの通常は、新価の意力にないてきまかした。 (4) 単点は変更なないたいでは、そのの変換がしていてきまかないために受まるためになっては、売却 2) ロシスの加速ないために使まるためでは、通知を使用するためでは、(2) 支援の通知を対応した。 (4) 単点は変更なないためでする。 (4) 単点は変更なないためではないてい、価単電電気にないためでは、正にさめた場面を成成すた。 (1) 支援の通知を確認していための変換がためにないため、 2) 単価 (1) 支援の施設なの定して、「1) 成立のなどの通知を認定のなどの通知にないていていためでする。 (3) ロシンの加速なのためでは、「1) 支援の定いないでは、正にさめて、 (1) 支援の施設なの定して、「1) 点を認定の加速でのに受まっためでは、「1) 支援の施設なの定い、「1) 点を確認することを定む 2) ころうなの通道のためではないていためでないでは、こことを定む 2) ころんの通知を確認することのでする。 (1) 支援の施設なの定して、「1) 点を認定の通知にないためではていこことを定む 2) ころれて、 (3) ころいためではないにないためではていていためでないでにここを確認する。 (1) 支援の施設にないためでする。 (4) 定めのにないではないできたるのでしていころのでしためていためできたるのでしたるのでしたるのでしたるのできためでないですでしたるのでしためですいためですためていためですいためのでないですいためのですためのですいでしたるのでしためですいためのですいためのですいでしためですいためのですいでしたるのでしためのでしたがですいためのですいでしためていためですいためのですいでしたるのでしためのですいためのですいためのですいですいためのですいためのですいですいためのですいでしためですいためのですいですいためのですいですいですいためのですいですいためのですいですいためのですいですいですいですいでしためのですいですいですいですいですいためのですいですいですいですいです		<u>Sクラス、Bクラス及びCクラスの施設に係る耐震設計の基本方針を以下に示す。なお、耐震設計は、</u>
**) 望の死す。戦和に学師する。 (1) 日夕少々の振送は、単常御智術による施設力におしてその安全機能が広告できるように設計 これまひから地理技巧論に含むる範囲ではよるように支付してきの安全機能が広告できるように設計 これまひか地理技巧論に含むる範囲ではよるように支付してきったか。 第時後の時に、「日本の生ま」「1) 日夕クマの振発は、単常の問題人にないてきかいたないな方が見合いた」、本生でありた 前は気力加速からに支援していてまったが、時が聴意力に、水平型単約及び 部位方面について達明に加みるためでは、空の運営については、その設置についていたる。 (2) 日夕クマの振発は、静が聴意力にないてきからないなどの歴史状態に留きる簡単ではなるように支付 する。また、共振の急な設定がためにであったが、その認識についてきた。 (2) 日夕クマの振発は、静か使意力に対して知らなまたでのようであった。 (2) 日夕クマの振発は、静か使意力に対して知らなまたでものように支付 地震力に、本生な方向な影響が広告していていた。 (2) 日夕クマの振発し、静や振気力に対して知らなまたでものなたる。 (2) 日夕クマの振発し、時や振気力に対していたる。なけ、直接な変態で日々なように支付 地震力にないたきを消除力できる。 波及の影響を考慮すべきなのためになきたちょうに、高度 支援が振行したき、彼然の上やな振行したがに、高度 支援が振行したき、波及の影響を考慮すべきないのため、「1) 日子のないたきを指定して、その なら様を提びためないたきを確認力できなななないたきを読みられていた。 なら、(2) 日間について、高度 支援が振行したを使うないたきをなどのできななないたきを読みていてきための にないてものからないたちゃまう。 (1) 国際主要加加でなどのためなどの構築にはたちを構成してたる構築することを考定 (2) 国際主要加加でなどのためなどの構築になりたちを構築することを考定 (2) 国際主要加加でなどのためなどの構築したがになる振行したが正式のため (2) 「1) 国際主要加加でなどのの思想のできたなためのは、 (2) 日子のないたちゃまうでなどのためなどの構築になど下述などでしたる の思想 (1) 国際主要加加でなどのためなどの構築になど下がなどでたる構成になどの の思想 (1) 国際主要加加でなどのためなどの構築になど下述などでため構築したらの の思想 (1) 国際などなどのなどのなどの思想のの思想になどでないたちを構成しため (2) 「1) 国家生要加加でなどのたちを見なのできためため (2) 「1) 国家生要加加でなどのためなどの構成しため (2) 「1) 国家生要加加でなどのためたちを見なのできたかでなどのたちを見ないたちを (2) 「1) 国家生要加加でなどのためためためたちを見なのでたちを (2) 「1) 国家生要加加でなどのたちをのかたちを (2) 「1) 国家生要加加でなどのためためたちを見なのできためため (2) 「1) 国家生要加加でなどのたちを (2) 「1) 国家生要加加でなどのたちを引用しためたちを (2) 「1) 国家生要加加でたちのできたかではなどのたちを (2) 「1) 国家生要加加でたちかではなどではないたちを (2) 「1) 国家生要加加でたちかなどのたちを (2) 「1) 国家生まかないたちを (2) 「1) 国家生まなかないたちを (2) 「1) 国家生まなかないたちを (2) 「1) 国家生まなかないたちを (2) 「1) 国家生まなかたちを (2) 「1) 国家生まなかないたちを (2) 「1) 国家生まなかたちを (2) 「1) 国家生まなかたちを (2) 「1) 国家生まなかたちを (2) 「1) 国家生まなかたちを (2) 「1) 国家生まなかたちを (2) 「1) 日本まななたちを (2) 「1) 日本まな		日本産業規格(JIS)、原子力発電所耐震設計技術指針(JEAG4601)、発電用原子力設備規格(設計・建設規
(1) ミクラスの施設法、運転用量発による増増力に対しておりたきの次き構成の構成であった。うた。 (1) よううえの施設法、運転活動業により減少するのの一部のの大きいかたもの方の加速方式は、本が年度力と (1) よううた、単体設け用進業施に含まる加速で超えたらに受けてき、ため、静力増加たが、水が発展力と (2) おううえの加速法、開始に豊力に増加するためにごなったの通知で超えたらに設計 (2) おううえの加速法、開始に豊力に増加するためになどのなどのならな成していてき、のの増加まかれ、水が発展力に営むためたの使 (2) おううみの加速法、開始に豊力に加速なられて営むためた数 (2) おううみの加速法、目標通道になどのなどのならな成していてき、のの調査のためたしてき、ためあ、ごの通知に対して認知た相からないでの通知を行う、ころの違う、 (3) おううみの加速法、開始に豊力に対して認知た相からないてき、のの調査のためたしてき、ためあ、ごの通知によう、ためあ、ごの通知を行う、ころの違う、 (4) おりためかっ加速が、開始に豊力に対して認知た相かなとなったが、ごの通知を行う、二寸認確ま・ (5) のクラスの加速法、「加速電量になどなどうない」とないたでの通知を行う、ころの注意、 (3) のクラスの加速法、「加速電量」を行う、「10) ごのいてきいになどでの通知を行う、二寸認確ま (4) の調査意識に、加速な利用単準規定に対ったの認定のなどのあるな認定でいての通知を認知です。 (5) のクラスの加速法を加速するものの調査が必要によって、その 空空機能を行われたいときを確認うてお見ったがま、ごの通道の必要によって、その 空空機能を行われたいときを確認うてきましたときる。 (1) 面積重要認知道のなどのに対かったる意味ではてきましたがきま (2) 可能のなりたいましたでのクラスの加速さのなどのにないまとを確認するときる。 (1) 面積重要に対かっての通知を認知されたる可能の通道の注意ではなりまたときる。 (1) 面前に通行る下でのクラスの加速さのなどれてかられたる可能の重要にようる (1) 面前に加速さる下でのクラスの加速さのなどの下がによる加速の重要認定 (1) 面前に加速さる下のクラスの加速なのなどの下がによる加速の重要にないなど下がによる加速の重要にないためでの (1) 面前に加速さる下のクラスの加速なのなどのでかによる加速の重要になった。 (1) 面前に重要して行のクラスの加速なのなどのになどのでかによる加速の重要に、 (2) 出していてく (3) 部のになどる下的による加速の重要になるでのなどのでかによる加速のなどのでかによる加速のである、 (1) 面前に加速しる下のクラスの加速のに加速のである、		格)等の基準・規格に準拠する。
する、たた、酸生物活用地震動による処理方式があったいのが地震力に対し、 これたいために使用の変動のためのとなったが、 このです。 このです。 このです。 <		(1) Sクラスの施設は、基準地震動による地震力に対してその安全機能が保持できるように設計
エンジオン研究機能を認定を通知していると、シューンジャンションを使うた、水平が増加え、水平が増加え、シュンジョンションを認定していて見ていた。このにない、このにないい、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにない、このにないいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいいい		<u>する。また、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力のいずれか大きい方の地震力に対し</u>
製品建築力が同時に不知な方向の差合生で作用するものとする。転的進敏力は、水平2方目及び 設施方向について適切に知ら着わせて算まする。 (2) 16 クラスの意志は、適分者わせて算まする。 (2) 16 クラスの意志は、適分者わせて算まする。 (2) 16 クラスの意志は、適分者わせて算まする。 (2) 16 クラスの意志は、適分者のとて事業が行う。 (2) 16 クラスの意志は、適分者のたて運び手込み合わせて要定する。 (3) Cクラスの意志は、認分者のたて運び手込み合わせて要定する。 (3) Cクラスの意志は、認分は、適合と考測電気をおして運び手込る。 (3) Cクラスの意志は、通行支援に合いたのませる。ため、当該人の認識を引起ていては、その影響についての絶対を目がまるの運動で加えるとないて運び手払うなおいて運び手払うなわせて要定する。 (3) Cクラスの施設は、適合と利用を認知を確認して調えるものの読みて加えるものの読みて加えるものでご選び手払うなおいて運び手払うなわせて要定する。 (4) I 耐力 実施したのでいて運び手払うなものですの通知を行う。 (4) I 耐力 実施ご定能のからクラスなどのクラスなの読み、読む方の、通知では、この、その 安全総算を提び方がごごと確認がよったの意味で見ていては、ご当のクラスなどのクラスなどのクラスを認識して聞きる。 (4) I 耐力 実施ご定むのでごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごごご		ておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計する。なお、静的地震力は、水平地震力と
		鉛直地震力が同時に不利な方向の組合せで作用するものとする。動的地震力は、水平2方向及び
(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむな弾性状態に留まる範囲で崩えるように設計 する。また、実振の込むれのある意能については、その影響についての能力を行う。その場合、 勉強に用いる地震動は、強性設計用必要動に力なませたものとする。なお、当該地震動による 地震力は、太平 2 方点な(約歳方向について意思)(約からかけてなませたものとする。なお、当該地震動による 地震力は、太平 2 方点な(約歳方向について意思)(約からかけてなきませる。のの支点的影響によって、その (3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおける時で数点な影響性状態に留まる範囲で崩えるように設計 する。 (4) 耐ご 電磁振波が、耐ご 電気振波が、耐ご 電気振波が、耐ご 電気振行していて、耐震 重要施設への影響がないことを確認することを考慮 する。ため、波及り影響の空気に気がないことを確認することを考慮 する。なお、波及り影響の空気に電気なるの影響がないことを確認することを考慮 する。なお、波及り影響の空気に電気なるの読得がないことを確認することを考慮 する。なお、波及り影響の評価に当たっては、罰慮 重要施設への影響がないことを確認することを考慮 する。なお、波及り影響の評価に当たっては、罰慮 重要施設の設計に用いる地震動スは地震力を 適用する。 (1) 設置地震なび地震など登せたの地震学に転行る相対変位立てきる思いの (1) 設置地震なび地震など登せたの地震学に生める間震速変施設への の影響 (4) について (含略) (2) 聴かにおける中枢のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による間震速変施設への ジェッッの (1) 聴かにおける中枢のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による間震速変施設への ジェッッ (4) について (含略) (4) について		鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
 する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての使きを行う。その場合、		(2) Bクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計
植材に用いる地質動は、弾性設計用地質動に1/2 を乗じたものとする。なお、当該地質動による 地震力は、水平2 方向及び約直方向について運びに組み合わせて算なする。 (3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむの弾性状態に留する範囲で耐えるように設計 する。 (4) 耐震重要施設が、耐量重要運分類の下位のクラスに屋下るものの収及的影響によって、その 安全機能を損なわないことを確認する。彼及形影響を含慮すべき進度の検討に当たっては、高速 実施が見子が施設の熟地のに設置されているB クラス及びC クラス等の建築・構築後、講師・値 営業及び再進施設のS クラス施設との設置位置関係を破壊した調査・粘急を行う、当該調査・施 計には、「実用発電用原子炉及びその耐温施設の応じ、構造な改造の基準に関する規則の解釈 別配 2] に対象の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認するようとな考慮 する。なお、液及的ド節の評価に当たっては、耐震重要施設へお影響がないことを確認するようとな考慮 する。なお、液及的ド節の評価に当たっては、耐震重要施設への影響がないことを確認する見用の解釈 別配 2] に対象の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認するととを考慮 する。なお、液及の目的における相対変位又は不等応下による影響 (1) 設置地態及び地薬応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等応下による耐震重要施設へ の影響 4 について (省略) 4 について (客取し)		<u>する。また、共振のおそれのある施設については、その影響についての検討を行う。その場合、</u>
4 について (含略) 単式・水平2方向及び鉛直方向について通切に組み合わせて算定する。 4 について (含略) 4 について (変更ない)		検討に用いる地震動は、弾性設計用地震動に 1/2 を乗じたものとする。なお、当該地震動による
(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおわな弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計		地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせて算定する。
する。 (1) 配営重要施設が、耐営重要点分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その 安全機能を損なわないことを確認する、波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速 実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の違物・構築物、機器・紀 室系及び閉連施設のSクラス施設との設置位置関係を頻識した調査・検討を行う。当該調査・検討 当 資素及び閉連施設のSクラス施設との設置位置関係を頻識した調査・検討を行う。当該調査・検討 当 資素及び閉連施設のSクラス施設との設置位置関係を頻識した調査・検討を行う。当該調査・検討 1 数記2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認する足ど考慮 する。 (1) 設置地盤及び地環応客性状の相違等に起因する相対変位文は不等沈下による影響 (1) 設置地盤及び地環応客性状の相違等に起因する相対変位文は不等沈下による影響 (1) 設置地盤及び地環応客性状の相違等に起因する相対変位文は不等沈下による影響 (1) 設置地盤及び地環応客性状の相違等に起因する相対変位文は不等沈下による影響 (1) 設置地盤及び地環応客性状の相違等に起因する相対変位文は不等沈下による影響 (1) 設置地盤及び地環応客性状の相違等に起因する相対変位文は不等沈下による影響 (1) 砂磨のおおした討る「なのクラスの施設の損傷、転倒及び客下等による耐震重要施設への影響 の影響 4 について (含略) (2) といて (2) 総 (2) といて		(3) Cクラスの施設は、静的地震力に対しておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えるように設計
(4) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その 安全機能を担なわないことを確認する。波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速 実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・値 営業及び関連施設のSククラス施設との設置位置関係を確認した調査・検討を行う。当該調査・検 討には、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、特違及び設備の基準に関する規制の解釈 別記 2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮 する。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮 する。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮 する。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を 適用する。 (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に認思する相対変位又は不等沈下による影響 (i) 耐震重要施設と下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ の影響 (ii) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ の影響 4 について (省略) 4 について		<u>する。</u>
4 について (省略) 4 について (変更なし) 4 について (変更なし) 4 について (変更なし)		(4) 耐震重要施設が、耐震重要度分類の下位のクラスに属するものの波及的影響によって、その
4 について (省略) 4 について (変更なし)		安全機能を損なわないことを確認する。波及的影響を考慮すべき施設の検討に当たっては、高速
4 について (省略) 4 について (変更なし) 4 について (変更なし) 4 について () 2 においたします () 2 () 2 () 2 () 2 () 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 () 1) 2 1) 1) 2 1) 1) 2 1) 1) 1) 2 1) 1) 2 1) 1) 1) 2 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1) 1		実験炉原子炉施設の敷地内に設置されているBクラス及びCクラス等の建物・構築物、機器・配
1 について (省略) 1 について (変更なし)		<u>管系及び関連施設のSクラス施設との設置位置関係を俯瞰した調査・検討を行う。当該調査・検</u>
4 について (省略) 4 について (変更なし)		<u>討には、「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</u>
4 について (省略) 4 について 4 について 4 について (資略) 4 について		別記 2」に記載の以下の項目について、耐震重要施設への影響がないことを確認することを考慮
適用する。 (i) 設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 (ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響 (iii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 4 について (省略) 4 について (省略)		<u>する。なお、波及的影響の評価に当たっては、耐震重要施設の設計に用いる地震動又は地震力を</u>
(i)設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響 (ii)耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響 (iii)建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 (iv)建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 4 について (省略) 4		適用する。
4 について (省略) 4 について (変更なし)		(i)設置地盤及び地震応答性状の相違等に起因する相対変位又は不等沈下による影響
(ii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 4 について (省略) 4 について (変更なし)		(ii) 耐震重要施設と下位のクラスの施設との接続部における相互影響
4 について (省略) の影響 4 について (変更なし) 4 について		(iii) 建物内における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ
4 について (省略) (iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設への影響 4 について (変更なし)		<u>の影響</u>
4 について (省略) 4 について (変更なし)		(iv) 建物外における下位のクラスの施設の損傷、転倒及び落下等による耐震重要施設へ
4 について (省略) 4 について (変更なし)		の影響
4 について 4 について (省略) (変更なし)		
(省略) (変更なし)	4 について	4 について
	(省略)	(変更なし)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(添付書類六の以下の項目参照 5. 地震	
添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方	 添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(津波による損傷の防止)	 (津波による損傷の防止)
第五条 (省略)	第五条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
(省略)	(変更なし)



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(外部からの衝撃による損傷の防止)	(外部からの衝撃による損傷の防止)
第六条 (省略)	第六条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
	1 1000
安全施設は、想定される洪水、風(台風)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生	▲ 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1
	なわせる原因となるおそれがある事象であって人為によるもの(
	「Specific Safety Requirements (No.SSR-3)」の「5.SITE
- <u>能の重要度に応じて、必要な安全機能を損なわないように設計する。重要安全施設については、当該重</u>	 FACILITIES」及び「Appendix APPENDIX I SELECTED POSTULATE
要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用す	REACTORS」を参考に、以下の事象を選定した。
る衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組	
み合わせるものとする。	【自然現象】
	洪水/降水/風(台風)/凍結/積雪/落雷
	<u>地滑り/生物学的事象/竜巻/火山の影響/森林火災</u>
	<u> </u>
	安全施設は、設計上の考慮を要する自然現象(洪水、風(台風)
	滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災)又はその組合せに
	ものがもたらす環境条件及びその結果として試験研究用等原子炉
	安全機能を損なわない設計とする。
	想定される自然現象に対しては、必要に応じて、設備と運用(
	合わせた措置を講じることにより、安全施設が安全機能を損なわ
	全機能を損なわないために必要な安全施設以外の施設又は設備等
	(1)洪水
	敷地は鹿島台地(茨城県東茨城郡大洗町南部の太平洋に
	<u>にあり、また、原子炉施設は、T.P. +約 35m~+約 40m に</u>
	0m)が存在する。敷地内には、窪地をせき止めて造成し
	<u>約29mである(水深:約6m)。地形的にみて洪水による被</u>
	を考慮する必要はない。
	(2) 降水
	屋外に位置する安全施設のうち、浸水により安全機能
	<u>方気象台で記録されている1時間降水量の最大値に、適</u>
	とで、安全機能を損なわない設計とする。なお、これを
	んどは夏海湖に集まり、敷地の北側から一般排水溝に流
	敷地付近で観測された瞬間最大風速は、水戸地方気象-



磁的障害/近隣工場等の火災

)、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地 - 遭遇した場合において、自然事象その - 施設で生じ得る環境条件においても、

(代替措置や修復等)による対策を組み
 かない設計とする。また、安全施設が安
 への措置を含める。

<u>こ面した丘陵地帯の台地(標高:約38m))</u> こ位置する。敷地周辺に涸沼(標高:約 した夏海湖があり、その水位は、T.P.+ 皮害は考えられない。したがって、洪水

2を損なうおそれのあるものは、水戸地 通切な余裕を考慮し、浸水を防止するこ 2上回る降水に対しては、表流水のほと にれる経路となる。

台の観測記録(1937年~2013年)によ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	れば 44.2m/s(1939 年 8 月 5 日)である。屋外に位置する安
	安全機能を損なうおそれのあるものは、建築基準法及び同施行
	づく建設省告示第1454号より設定した設計基準風速(34m/
	荷重に対し機械的強度を有することにより安全機能を損なわ
	<u>ここで、風(台風)に関連して発生する可能性がある自然</u>
	えられる。落雷については、同時に発生するとしても、「(7
	て考えられる影響と変わらない。
	高潮については、立地的要因により設計上考慮する必要は
	なお、風(台風)に伴い発生する可能性のある飛来物によ
	において想定している設計飛来物の影響に包絡される。_
	(4) 竜巻
	耐竜巻設計の基本方針として、安全機能の重要度分類がク
	系統及び機器を竜巻防護施設とする。このうち、外部からの
	施設に該当する構築物、系統及び機器を影響評価の対象とす
	該安全施設の外殻施設を評価対象とする場合がある。これらの
	<u> 竜巻により損傷するおそれがある場合に、代替措置や修復等</u>
	のとする。
	評価対象施設は、安全施設を内包し保護する外殻施設として
	及び原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建
	体廃棄物処理施設、メンテナンス建物の液体廃棄物処理設備
	外殻施設で保護されない安全施設として、主冷却機のうち屋
	<u>ーゼル電源系に関連する冷却塔、主排気筒、外周コンクリー</u>
	及び屋外管理用モニタリングポストを抽出した。廃棄物処理
	れる液体廃棄物処理設備及び固体廃棄物処理設備は、基本的
	置し、上部にはエリアを隔てる蓋が設置されているため、竜
	響を受けず、安全機能(放射性物質の貯蔵)を損なうことは
	した。一般電源系(受電エリア)は、一般電源系の機能を喪
	<u>ル電源系等により必要な電源を供給し、これらはMS-1に</u>
	されるため、安全機能を損なうことはなく、代替措置により
	評価対象施設から除外した。屋外管理用モニタリングポスト
	トの機能を喪失した場合には、代替措置(可搬型測定器)に
	め、評価対象施設から除外した。破損等により竜巻防護施設
	を喪失させる可能性がある施設(波及的影響評価対象施設)
	響の発生を考慮して主排気筒を抽出した。
	抽出した評価対象施設及び波及的影響評価対象施設につい
	ガイドライン」を参考にして構造健全性評価を行い、安全機
	<u> 竜巻防護施設の外殻施設である原子炉建物及び原子炉附属建</u>
	<u>計竜巻に対する構造健全性を評価することにより、内包する</u>
	とを確認する。壁や屋根などに損傷が生じた場合は、損傷に

る安全施設のうち、風(台風)により
司施行令第87条第2項及び第4項に基
4m/s、地上高 10m、10 分間平均)の風
なわない設計とする。
自然現象としては、落雷及び高潮が考
「(7) 落雷」に述べる個々の事象とし
要はない。
による影響については、竜巻影響評価
がクラス1、2、3に属する構築物、
らの衝撃による損傷の防止に係る安全
とする。当該影響評価にあっては、当
れらの影響評価の対象外の安全施設は、
復等により、安全機能を損なわないも
として、原子炉建物 (格納容器を含む。)
藏建物、第二使用済燃料貯蔵建物、液
設備及び固体廃棄物貯蔵設備を抽出し、
ち屋外部分(屋外ダクト)、非常用ディ
リート壁、一般電源系(受電エリア)
処理建物、メンテナンス建物に内包さ
本的にコンクリート構造の地下階に位
、竜巻が来襲した場合にあっても、影
、
、
 、竜巻が来襲した場合にあっても、影 とはないため、評価対象施設から除外 を喪失した場合には、非常用ディーゼ 1に該当し、外殻施設の健全性が確保
 、竜巻が来襲した場合にあっても、影 とはないため、評価対象施設から除外 を喪失した場合には、非常用ディーゼ 1に該当し、外殻施設の健全性が確保 より、必要な機能を確保できるため、
、
 、竜巻が来襲した場合にあっても、影 とはないため、評価対象施設から除外 を喪失した場合には、非常用ディーゼ 1に該当し、外殻施設の健全性が確保 より、必要な機能を確保できるため、 ストは、屋外管理用モニタリングポス により、必要な機能を確保できるた
 、 竜巻が来襲した場合にあっても、影 とはないため、評価対象施設から除外 を喪失した場合には、非常用ディーゼ 1に該当し、外殻施設の健全性が確保 より、必要な機能を確保できるため、 ストは、屋外管理用モニタリングポス)により、必要な機能を確保できるた 施設に波及的影響を及ぼして安全機能
 、竜巻が来襲した場合にあっても、影とはないため、評価対象施設から除外 を喪失した場合には、非常用ディーゼ 1に該当し、外殻施設の健全性が確保 より、必要な機能を確保できるため、 ストは、屋外管理用モニタリングポス により、必要な機能を確保できるた 施設に波及的影響を及ぼして安全機能 読)について、機械的影響、機能的影

<u>ついて、「原子力発電所の竜巻影響評価</u> 全機能が維持されることを確認する。 「属建物、主冷却機建物については、設 する竜巻防護施設が影響を受けないこ 傷による竜巻防護施設への影響が無い

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>ことを確認する。竜巻防護施設のうち、外部からの衝撃</u>
	である非常用ディーゼル電源系に関連する冷却塔及び主
	ついては、設計竜巻に対して安全機能を喪失しないこと
	として抽出した主排気筒については、竜巻防護施設に影
	<u> 竜巻検討地域は、大洗研究所(南地区)が立地する地</u>
	討を行い、宮城県、福島県、茨城県、千葉県、東京都、ネ
	歌山県、徳島県、高知県、山口県及び九州(沖縄県含む
	<u>5km の範囲(面積:約89,500km²)を竜巻検討地域に設定</u>
	生した竜巻による最大風速(V _{B1})及び竜巻最大風速のハ
	大きい方の風速を設計竜巻の最大風速として設定する。
	風速(VBI)は、「竜巻等の突風データベース」によるとフジ
	<u>である。F3 スケールにおける風速は 70m/s~92m/s であ</u>
	去に発生した竜巻による最大風速(V _{B1})を 92m/s と設定す
	(V _{B2})は、竜巻影響エリアの設置、竜巻データの分析、竜
	分布及び相関係数の算定を基に評価した。竜巻影響エリ
	<u>する。</u> 原子炉建物・原子炉附属建物などの主要な施設が
	この円(面積:約80,500m ²)を竜巻影響エリアとした。竜
	値の品質のばらつきを考慮した。得られたハザード曲線
	求めると 68.1m/s となることから、竜巻最大風速(V _{B2})を
	<u>風速 V_Bは、V_{B1}と V_{B2}のうちの大きい方の風速とすること</u>
	<u>最大風速 V_Bは 92m/s とする。大洗研究所(南地区)は</u> 標
	内には13~16m位の高低がある。高速実験炉原子炉施設
	方向及び南北方向からみても下り斜面には位置していな
	<u>幅される可能性はなく、設計竜巻(V_D)=基準竜巻(V_B)と表</u>
	は、将来的な気候変動による竜巻発生の不確実性を考慮
	全側に切り上げ、最大風速として 100m/s を用いる。
	原子炉施設敷地内の飛来物に係る現地調査及び検討を
	物について、竜巻防護施設及びその外殻施設に衝突する
	飛来物は、サイズ及び剛柔や浮き上がり有無、飛散防止
	ルギー、衝撃荷重、貫通力等を考慮し、代表的なものと
	力中央研究所が開発した竜巻飛来物評価解析コード" TC
	踏まえ、設計飛来物は、竜巻ガイドを参考に、鋼製材(
	(大・柔:飛散時に空中分解しないもの)、コンクリー)
	ンクリートブロックは主冷却機建物屋上(高さ 12.5m)
	護施設及びその外殻施設の健全性評価等には、竜巻ガイ
	幅 0.3m×高さ 0.2m、質量 135kg、飛来時の水平速度 51m/
	た。飛来物となる可能性のあるもののうち、飛来した場
	飛来物又は竜巻ガイドの鋼製材を超える物品については
	離(屋内への移動を含む。)、固縛又は固定化を行い、確

による損傷の防止に係る重要安全施設 ※冷却機のうち屋外(建物屋上)部分に を確認する。波及的影響評価対象施設 響を与えないことを評価し、確認する。 1域と、気象条件の類似性の観点から検 申奈川県、静岡県、愛知県、三重県、和 c)の海岸線から陸側及び海側それぞれ <u> 至する。 竜巻検討地域において過去に発</u> ザード曲線による最大風速(VB2)のうち 日本で過去に発生した竜巻による最大 ジタスケール(以下、F スケール)で F3 ることから、竜巻検討地域において過 <u>-る。ハザード曲線による竜巻最大風速</u> 「巻風速・被害幅・被害長さの確率密度 アは、評価対象施設を含む円形に設定 、直径 320mの円内に収まることから、 「巻データ<u>の分析では、年代による観測</u> ↓より、年超過確率 10⁻⁵ における風速を ·68.1m/s と設定する。基準竜巻の最大 :から、原子炉施設における基準竜巻の 緊高約 38m の平坦な台地に位置し、敷地 は標高 35m~40m に位置しており、東西 いため、基準竜巻が周辺地形により増 考えられる。なお、耐竜巻設計において し、設計竜巻の最大風速(92m/s)を安

二行い、現地調査により確認された飛来 の可能性のある飛来物を抽出する。設計 対策を判定基準とした上で、運動エネ 立する。飛来物の飛散速度については電 ONBOS"を用いた。これらの評価結果を (中・剛)、足場板(中・剛)、ワゴン車 トブロック(小・剛)とした。なお、コ からの飛来を想定した。また、竜巻防 ドに記載されている鋼製材(長さ4.2m× /s、飛来時の鉛直速度34m/s)も考慮し 合の運動エネルギー又は貫通力が設計 な、竜巻防護施設を内包する建物から隔 実に飛来物とならない対策を講じる。

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
	原子炉施設の耐竜巻設計に用いる設計竜巻荷重は、風
	衝撃荷重を組み合わせた複合荷重として算定する。風圧
	適切と認められる規格及び基準を準用して算出する。気
	による最大気圧低下量及び最大気圧低下率に基づいて設定
	設計飛来物が、竜巻防護施設又は外殻施設に衝突すること
	対象施設に常時作用する荷重(固定荷重、積載荷重、土
	荷重)は設計竜巻荷重と適切に組み合わせる。設計基準
	生じないため、設計竜券荷重及び設計基準事故時に生じ
	巻との同時発生が想定され得る雷、雪、電及び大雨のう
	の影響が相乗しないことから、設計竜巻との組み合わせ
	について、安全施設へ影響を与えるパラメータ(荷重、温
	+ 「積雪」を考慮する。
	る影響(貫通及び裏面剥離)によって、その安全機能を
	ついては竜巻ガイドの綱製材の衝突を考慮する。外殻施調
	衝撃によろ損傷の防止に係ろ安全施設が位置していろ筒
	る関ロ部の鋼板の貫通評価を行い、必要に広じて防護策
	り 必要な 雪 源を 世給するため 他の 安全機能を 損なうこう
	※水に対してけ 建物屋外で発生した場合に竜巻防護
	で安内で発生する溢水にあってけ、その影響に上り安全相
	建物付近にて東面水災が発生した場合 建物外辟温度
	影響けないが、建物外壁面に不燃涂料を涂布1 さらに
	要に応じ 一定期間経過後に涂りたおしを実施する 音
	安に応じ、一足が前程過後に至りなるじとく施りる。 やけ
	→→ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・ ・
	確認された場合 その確度に基づいて所内に音券対応進行
	子恒の停止 東面の移動及び物品の因縛等の措置を実施す
	<u> 戦</u> 地付近の水戸地方気象台での記録(1897 年~2013 年)
	年2月5日) 日平均最低気温は-3.1℃(1月)である
	〒2月5日、月下の取良秋価は 5.10 (1月) (000。 最外に位置する安全協設のうた 海社に下り安全機能
	<u>圧バビビリッタム土地区のフラ、休和により女土機能</u>
	取込入価に、週辺な示俗とう思し、床価等の採詰的工人の 能を掲わらわい設計レオス 長内についてけ 建字応調
	<u> 肥さ頃は42はくいの目とりる。産ビルニンパーしば、建家生調性</u> わのわい交泪したなため、生な一機能はは思わられたい、
	<u>4007/301主価となるにの、女主機能は損なわれりない。</u> (6) 積電

正力、気圧差による圧力及び飛来物の 立たついては、建築基準法等の安全上 圧差による圧力については、設計竜巻 定する。飛来物の衝撃荷重については、 とを想定して算出する。竜巻影響評価 圧、水圧並びに通常の気象条件による 事故時において評価対象施設に応力は る応力の組み合わせは考慮しない。竜 ち、雷、雹及び大雨については施設へ は考慮しない。自然現象の組み合わせ 温度及び電気的影響)を考慮し、「竜巻」

施設又は外殻施設に衝突した際に生じ 損なわないよう設計する。外殻施設に 設の開口部のうち、付近に外部からの 所については、設計飛来物の衝突によ として貫通限界厚さを上回るように鋼

<u>ては、非常用ディーゼル電源系等によ</u> とはない。

施設に影響を与えないよう、建物の外 物の衝突及び貫通によって建物屋上及 機能を損なわないよう対策を講じる。 は 200℃を下回るため、安全施設への 火災の影響を緩和する。不燃塗料は必 巻飛来物が建物を貫通し、建物内部に 安全機能を損なわないよう対策を講じ

■ 産巻が大洗研究所に到達するおそれが
 ■ 備指示又は竜巻対応指示を発令し、原
 ■ する。

 によれば、最低気温は-12.7℃(1952
 を損なうおそれのあるものは、上記の 策を必要に応じて行うことで、安全機 換気設備により環境温度は凍結のおそ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	水戸地方気象台の観測記録(1897 年~2013 年)によれば
	2月26日)である。屋外に位置する安全施設のうち、積雪
	るものは、建築基準法及び同施行令第86条第3項に基づく
	定した設計基準積雪量(30cm)の積雪荷重に対し機械的強
	なわない設計とする。
	なお、設計値(30cm)を上回るような積雪事象は、気象子
	進展も緩やかであるため、建物屋上等の除雪を行うことで
	(7) 落雷
	<u> 雷害防止として、屋外に位置する安全施設のうち、建築</u>
	全施設には避雷設備を設ける。また、避雷設備の接地極と
	低減を図る。
	<u>なお、避雷設備については、2003 年に JIS A 4201-1992</u>
	<u>ら改正された JIS A 4201-2003「建築物等の雷保護」の保護</u>
	雪サージの侵入に対して、原子炉保護系のロジック盤に
	ルには、鋼製筐体(鉄筋コンクリートトレンチ、金属製トレ
	属シールド付ケーブルの適用により雷サージの侵入を抑制
	ける屋外敷設制御・計測ケーブルについても同様とする。
	<u>を喪失した場合、原子炉はスクラム(自動停止)する。</u>
	(8) 地滑り
	大洗研究所(南地区)の敷地には、設置許可申請書添付書
	形学的調査結果によると、敷地には地すべり地形及びリニ
	り、安全施設の安全機能を損なうような地滑りが生じるこ
	慮する必要はない。
	(9) 火山の影響
	敷地における降下火砕物の想定される最大層厚は 50cm で
	砕物の層厚とする。原子力施設の耐降下火砕物設計に用い
	<u>慮する降下火砕物の層厚 50cm に、湿潤密度を 1.5g/cm³を</u>
	ただし、降下火砕物の層厚については、原子炉施設におい
	下火砕物防護施設又は外殻施設への積灰を抑制するための
	る場合がある。
	<u>a.</u> 直接的影響に対する設計
	降下火砕物防護施設は、直接的影響に対して、以下により
	また、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉
	場合には、原子炉を停止するとともに、降下火砕物を除去
	<u>講じる。</u>
	設計降下火砕物荷重に対して、建物・構築物が構造物全
	の余裕を有し、終局耐力に対して妥当な安全余裕を持って
	配管系について、構造物の相当部分が降伏し塑性変形する
	が生じ、その施設の機能に影響を及ぼすことがない程度に

ルば、積雪量の日最大値は 32cm(1945 年
雪により安全機能を損なうおそれのあ
「く茨城県建築基準法等施行細則より設
強度を有することにより安全機能を損

象予報により事前に予測が可能であり、 <u>で積雪荷重を低減させる。</u>

築基準法に基づき高さ 20m を超える安 として、接地網を敷設して接地抵抗の

92「建築物等の避雷設備(避雷針)」か 保護レベルIに適合するものとする。 における計装ケーブル及び制御ケーブ トレイ又は金属製電線管を含む。)や金 制する。屋外に位置する安全施設にお 。なお、雷サージに起因して外部電源

寸書類六 3.4.2.1項において「変動地 ニアメントは認められない」としてお ことはない。したがって、地滑りを考

n であり、これを設計上考慮する降下火 いる設計降下火砕物荷重は、設計上考 を乗じて算定することを基本とする。 いて、必要に応じて、降下火砕物が降 の措置を講じることを考慮して設定す

より安全機能を損なわない設計とする。 ・炉施設に到達するおそれが確認された :去するために必要な措置(除去等)を

<u>全体として、十分変形能力(ねばり)</u> ていることを確認する。また、機器・ る場合でも過大な変形、亀裂、破損等 に応力を制限する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	構造物の化学的影響(腐食)、水循環系の化学的影響(腐食)並びに換気系、電気系及び計測
	制御系の化学的影響(腐食)に対して短期での腐食が発生しない設計とする。
	水循環系の閉塞に対して降下火砕物流入防止板を設置するとともに、狭隘部等が閉塞しない
	設計とする。
	水循環系の内部における摩耗並びに換気系、電気系及び計測制御系の機械的影響(摩耗)に
	対して摩耗しにくい設計とする。
	電気系及び計測制御系の盤の絶縁低下に対して空気を取り込む機構を有する原子炉保護系及
	び関連する計装設備、非常用ディーゼル電源系及び無停電電源系に関連する盤の設置場所の空
	調換気設備は降下火砕物が侵入しにくい設計とする。
	原子炉施設周辺の大気汚染に対して中央制御室換気系は降下火砕物が侵入しにくく、さらに
	外気を遮断できる設計とする。
	降下火砕物による静的負荷や腐食等の影響に対して降下火砕物の除去や空調換気設備外気取
	入口のフィルタの取替え若しくは清掃又は空調換気設備の停止若しくは閉回路循環運転の実施
	により安全機能を損なわない設計とする。
	安全施設のうち、一般電源系(受電エリア)及び屋外管理用モニタリングポストについては、
	代替措置や修復等により安全機能を損なわないものとする。
	<u>b.</u> 間接的影響に対する設計
	降下火砕物発生時において原子炉施設外で想定される外部電源喪失等に対しては、原子炉保
	護系の作動等により、原子炉を自動停止するものとする。また、広範囲にわたる送電網の損傷
	による約7日間の外部電源喪失及び敷地外での交通の途絶によるアクセス制限事象が生じた場
	合については、降下火砕物に対して非常用ディーゼル発電機の安全機能を維持することで、必
	要となる電源の供給が非常用ディーゼル発電機により継続できる設計とすることにより、安全
	機能を損なわない設計とする。
	(10) 生物学的事象
	海より取水していないため、海生生物等による影響はない。補機冷却設備及び脱塩水供給設
	備は、適宜、点検・清掃するとともに、必要に応じて、薬液注入を行い、微生物の発生による
	影響を軽減し、関連する安全施設の安全機能を損なわない設計とする。また、屋内設備は建物
	の雨水流入防止措置により、屋外に設置される端子箱貫通部はシールすることで、小動物の侵
	入を防止する設計とする。
	(11) 森林火災
	<u>森林火災にあっては、大洗研究所(南地区)敷地境界に発火点を設け、敷地内の森林を延焼</u>
	し、熱的影響評価対象施設に迫る火災を想定し、熱的影響評価を実施する。なお、敷地内にあ
	っては、評価した火線強度に応じ、防火帯を設けるものとする。原子炉施設と防火帯の外縁(火
	<u>炎側)までの距離については、「原子力発電所の外部火災影響評価ガイド」を参考に、評価した</u>
	火炎輻射強度に応じた危険距離(熱的影響評価対象施設の壁温度が許容温度(200℃)を超える
	距離)を上回るように設定する。防火帯は、外部火災防護施設への影響(障壁となる他施設の
	<u>有無)を踏まえて設ける。</u>
	森林火災の熱的影響評価における許容限界は、森林境界(想定される発火点から防火帯まで
	の経路において、原子炉施設に最も近接する地点)における植生等から評価される火炎輻射強

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	200℃を下回ることを確認することを基本とする。
	森林火災シミュレーション解析コード(FARSITE)で使用さ
	大火線強度(1,063kW/m)により算出される防火帯幅 17.4m
	風上 20m 内に樹木が存在しない場合)を確保することにより
	ない設計とする。
	外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒ガスを
	を考慮する必要がある安全施設については、必要に応じて、
	ルタの交換・清掃)を講じられるものとし、ばい煙による波
	よって、必要な安全機能を損なわないものとするとともに、
	り込みを遮断する措置により、その居住環境を維持できるも
	なお、敷地内外において、多量のばい煙や有毒ガスが原子
	れた場合には、原子炉を停止する。外部火災発生時において
	源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原子炉
	安全施設の安全機能を損なわないことを確認する際に使用する自然
	合せを以下に示す。これら以外の自然現象(地震及び津波を除く。)の
	を与えるパラメータ(荷重、温度及び電気的影響)を考慮すると、以
	を有している。
	(1) 「竜巻」+「積雪」
	2 について
	重要安全施設については、科学的技術的知見を踏まえ、当該重要
	れがあると想定される自然現象により当該重要安全施設に作用する領
	力を、それぞれの因果関係及び時間的変化を考慮して、適切に組み合
	重要安全施設は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その
	その機能喪失により周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えるおそれ
	外部からの衝撃による損傷の防止に係る重要安全施設とする。
	(i) クラス1
	(ii) クラス2のうち、特に自然現象の影響を受けやすく、かつ、
	が困難であるか、又はその修復が著しく困難な構築物、系統及
	重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想定される自然
	自然現象に含まれる。また、重要安全施設を含む安全施設は、第15
	の組合せにより、安全機能を損なわない設計としている。安全機能を
	らないため、重要安全施設に大きな影響を及ぼすおそれがあると想知
	設計基準事故に因果関係はない。したがって、因果関係の観点からに
	ぼすおそれがあると想定される自然現象により重要安全施設に作用す

200℃を許容限界とし、当該壁温度が、

<u>用されている計算式から評価される最 7.4m に対し、約18m の防火帯幅(防火 に対し、約7m の防火帯幅(防火帯の こより評価対象施設の安全機能を損なわ</u>

スを想定する。外部火災の二次的影響 て、ばいじんの除去に係る措置(フィ る波及的影響(閉塞及び目詰まり)に に、中央制御室については、外気の取 るものとする。

原子炉施設に到達するおそれが確認さ いて原子炉施設外で想定される外部電 子炉を自動停止するものとする。

自然現象(地震及び津波を除く。)の組 。)の組合せについて、安全施設へ影響 ,以下に示す(1)及び(2)は代表性

要安全施設に大きな影響を及ぼすおそ る衝撃及び設計基準事故時に生じる応 み合わせるものとする。

その機能、構造及び動作原理を考慮し、 それのある施設として、以下の施設を

<u>っ、代替手段によってその機能の維持</u> 統及び機器

自然現象は、第1項において選定した 1項において選定した自然現象又はそ 能を損なわなければ設計基準事故に至 想定される自然現象又はその組合せと らは、重要安全施設に大きな影響を及 用する衝撃及び設計基準事故時に生じ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	る応力を組み合わせる必要はなく、重要安全施設は、個々の事象に
	とする。
	また、重要安全施設は、設計基準事故の影響が及ぶ期間に発生で
	重要安全施設に作用する衝撃及び設計基準事故時に生じる応力を通
	計基準事故により、重要安全施設のうち屋外部分及び重要安全施設
	い。よって、重要安全施設の大きな影響を及ぼすおそれがあるとな
	重畳を考慮する必要はない。
	3 について
	れがある事象であって人為によるもの(航空機落下、ダムの崩壊、
	船舶の衝突及び電磁的障害)に対して、安全機能を損なわない設計
	原子炉施設の安全性を損なわせる原因となるおそれがある事象
	必要に応じて、設備と運用(代替措置や修復等)による対策を組み
	安全施設が安全機能を損なわない設計とする。また、安全施設が多
	全施設以外の施設又は設備等への措置を含める。
	(1) 航空機落下
	航空機の落下確率は、「実用発電用原子炉施設への航空
	成 14・07・29 原院第 4 号(平成 14 年 7 月 30 日原子力安
	した結果、約8.8×10 ⁻⁸ 回/炉・年であり、防護設計の要
	10-7回/炉・年を下回る。したがって、航空機落下を考慮
	(2)ダムの崩壊
	原子炉施設の周辺地域のダムとしては、大洗研究所(南
	地点に那珂川より取水した水を貯留する楮川ダムが存在す
	る。原子炉施設の近くに、崩壊により安全施設に影響を及
	ダムの崩壊を考慮する必要はない。
	_(3)爆発
	大洗研究所(南地区)敷地外10km以内の範囲において、
	ガス(LNG)基地は存在しない。原子炉施設の近くに、爆
	な爆発物の製造及び貯蔵設備はない。したがって、爆発を
	<u>(4)</u> 近隣工場等の火災
	近隣工場等の火災(近隣の作業施設の火災・爆発)にあ
	<u>外 10km 以内の範囲において、石油コンビナート施設及ひ</u>
	いため、石油コンビナート及び液化天然ガス(LNG)基地
	計上考慮しない。
	危険物貯蔵施設等の火災・爆発にあっては、危険物貯蔵
	貯蔵設備(15t以上の液化石油ガス(LPG)及び1t以上の
	ける火災・爆発を想定する。また、危険物を搭載した車両
	接する国道 51 号線において、危険物を搭載した車両によ

に対して、安全機能を損なわない設計

すると考えられる自然現象により当該
 適切に考慮する設計とする。なお、設
 設の外殻施設に応力が生じることはな
 想定される自然現象と設計基準事故の

:の安全性を損なわせる原因となるおそ 、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、 計とする。

であって人為によるものに対しては、 み合わせた措置を講じることにより、 安全機能を損なわないために必要な安

2機落下確率の評価基準について」(平 安全・保安院制定))等を準用して評価 要否を判断する基準である 慮する必要はない。

南地区)の敷地から北西方向約 20km の するが、敷地との距離が十分離れてい 及ぼすようなダムはない。したがって、

あっては、大洗研究所(南地区)敷地 び液化天然ガス(LNG)基地は存在しな 他の火災・爆発による損傷の防止は、設

:蔵施設の危険物屋外タンクや高圧ガス)可燃性の高圧ガスを有する施設)にお ご両の火災・爆発にあっては、敷地に隣 よる火災・爆発を想定する。上記の他、

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ここでは、航空機が原子炉施設周辺で落下確率が 10-7 回
	災が生じることも想定し、熱的影響評価を実施するもの
	近隣工場等の火災の熱的影響評価における許容限界は
	(i) 危険物屋外タンクにおける燃料油量等から評
	影響評価対象施設の壁温度について、200℃を許
	回ることを確認することを基本とする。
	(ii) 高圧ガス貯蔵設備における可燃性ガス貯蔵量
	限界とし、熱的影響評価対象施設が当該距離を起
	(iii) 危険物を搭載した車両の火災・爆発において
	能な上限量(30m ³)のガソリンが搭載されたタン
	炎輻射強度に対して、熱的影響評価対象施設の型
	当該壁温度が、200℃を下回ることを確認するこ
	<u>15.1t)を対象とし、評価される危険限界距離を</u>
	当該距離を超える離隔距離を有するものとする。
	_(iv) 航空機カテゴリ毎に選定した航空機における
	度に対して、熱的影響評価対象施設の壁温度につ
	度が、200℃を下回ることを確認することを基本
	外部火災の二次的影響については、ばい煙及び有毒丸
	を考慮する必要がある安全施設については、必要に応じ
	ルタの交換・清掃)を講じられるものとし、ばい煙によ
	よって、必要な安全機能を損なわないものとするととも
	時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れ
	室に導入される。フィルタにより、ばいじんの流入を払
	確保する。フィルタに閉塞及び目詰まりが生じた場合に
	要に応じ、空調を再循環運転とすることで、その居住環
	なお、敷地内外において、多量のばい煙や有毒ガスカ
	れた場合には、原子炉を停止する。外部火災発生時にお
	源喪失等に対しては、原子炉保護系の作動等により、原
	(5) 有毒ガス
	中央制御室については、外気の取り込みを遮断する措
	ものとする。また、敷地内外において、有毒ガスが原子
	場合には、原子炉を停止する。
	なお、原子炉施設の近くに、石油コンビナート等の大
	ない。また、敷地内にあっては、有毒ガスの発生源にな
	り扱っており、屋外の固定源(屋外タンク)及び可動源
	に隣接する国道51号線では、予期せず発生する有毒ガン
	吸器を配備し、定期的に装備装着訓練を実施することで
	上を図る。空気ボンベの容量は、5名の要員を想定し、6

]/炉・年以上になる地点へ落下し、火 とする。 <u>、以下のとおりとする。</u> こ価される火炎輻射強度に対して、熱的 容限界とし、当該壁温度が、200℃を下 等から評価される危険限界距離を許容 超える離隔距離を有するものとする。 〔は、消防法で定められた公道を通行可 /クローリーを対象とし、評価される火 産温度について、200℃を許容限界とし、 とを基本とする。また、液化天然ガス 最大クラスのタンクローリー(積載量: 許容限界とし、熱的影響評価対象施設が が料油量等から評価される火炎輻射強 ついて、200℃を許容限界とし、当該壁温 :とする。 「スを<u>想定する。外部火災の二次的影響</u> て、ばいじんの除去に係る措置(フィ る波及的影響(閉塞及び目詰まり)に いた、中央制御室については、通常運転 ルファン及び空調器を経由し、中央制御 〕止することで、中央制御室の居住性を こは、交換・清掃を実施する。また、必 環境を維<u>持できるものとする。</u> 「原子炉施設に到達するおそれが確認さ」 いて原子炉施設外で想定される外部電 〔子炉を自動停止するものとする。 青置により、その居住環境を維持できる ·炉施設に到達するおそれが確認された 式模な有毒物質を貯蔵する固定施設は ると考えられる有毒物質を、屋内で取 <u>〔(タンクローリー)を有しない。敷地</u> スを想定する。原子炉施設には、空気呼 、これらの機材の使用に係る習熟度向 時間の対応が可能なものとする。なお、

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	海上において船舶から発生する有毒ガスについては、国
	<u>(6) 船舶の衝突</u>
	原子炉施設は、港湾等を有していない。また、大洗研
	があり、T.P. +約 $35m$ ~+約 $40m$ に位置する原子炉施設
	設から十分離れていること及び原子炉施設は海水を取水
	<u>~ </u>
	(7) 雷磁的障害
	安全機能を有する安全保護回路は、施設内で発生する
	が喪失しないよう、絶縁回路の設置によるサージ・ノイ
	体の適用等により電磁波の侵入を防止し、電磁的障害の
添付書類六の以下の項目参照	添付書類六の以下の項目参照
2. 気象	2. 気象
3. 地盤	3. 地盤
4. 水理	4. 水理
6. 社会環境	6. 社会環境
8. 火山	8. 火山
9.	9. 竜巻
10 生物	10 生物
添付書類八の以下の項目参照	添付書類八の以下の項目参照
1. 安全設計の考え方	1. 安全設計の考え方

道 51 号線での発生で代表する。

F究所(南地区)の北方約 5km に大洗港 の東側約 400m に海岸がある。原子炉施 <源としていないことから、船舶の衝突 こがって、船舶の衝突を考慮する必要は

5 電磁干渉や無線電波干渉等により機能 バズの侵入を防止するとともに、鋼製筐)発生を防止する設計とする。



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)	(試験研究用等原子炉施設への人の不法な侵入等の防止)
第七条 (省略)	第七条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物	原子炉施設には、原子炉施設への人の不法な侵入、原子炉施設
件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること及び不正アク	件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれがある
セス行為を防止するための設備を設ける。	セス行為を防止するための設備を設ける。 <u>核物質防護に係るもの</u> ても実施する。
(1)人の不法な侵入の防止	(1) 人の不法な侵入の防止
原子炉施設への人の不法な侵入(人による核物質の不法な移動又は妨害破壊行為を含む。)を防	原子炉施設への人の不法な侵入(人による核物質の不法
止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができる	止するため、安全施設を含む区域は、これらの区域への接近
ように設計する。	ように設計する。大洗研究所においては、人及び車両の立つ
	等の障壁を設置する。当該区域の出入口は常時監視又は施設
	炉施設の周辺には、接近管理及び出入管理を行う区域を設
	原子炉施設には、鉄筋コンクリート造りの障壁等の堅固な
	の常時監視又は施錠管理により、人の立入りを制限する。
(2) 不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損傷するおそれ	(2) 不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を
がある物件が持ち込まれることの防止	がある物件が持ち込まれることの防止
原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又は他の物件を損	原子炉施設に <u>不正な物品</u> が持ち込まれること(<u>大洗研究</u>
<u>傷するおそれがある物件</u> が持ち込まれること(郵便物等による爆破物又は有害物質の持ち込みを	は妨害破壊行為、郵便物等による大洗研究所の外部からの爆
含む。)を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定し、持ち込	を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち
まれる物件を管理できるように設計する。	件を管理できるように設計する。 大洗研究所の外部から搬入
	洗研究所の立入りを制限するための区域外に確認場所を設
	により、不正な物品の持ち込みを防止する設計とする。原子
	<u>へ入域する際は、警備員等による携帯品等の持込品確認を行いまででです。</u>
	を防止する設計とする。
(3) 不正アクセス行為の防止	(3) 不正アクセス行為の防止
原子炉施設の <u>プラント計測・制御機能を有する安全施設</u> は、外部からのアクセスを遮断する設	原子炉施設の運転制御に関する設備又は装置及び核物質
計とし、不正アクセス行為(サイバーテロを含む。)により、電子計算機等に使用目的に沿うべき	<u>作に係る情報システムは、電気通信回線を通した</u> 外部からの
動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止することができるよう	クセス行為(サイバーテロを含む。)により、電子計算機等
に設計する。	又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止
	た、外部から電子媒体が持ち込まれてコンピュータウイル
	動作を防止するため、原子炉施設の出入管理により、物理的
	<u>以外のアクセスを防止する設計とする。</u>
	原子炉保護系にあっては、ハードワイヤードロジックで
	ないアナログ回路とし、また、その他の計測制御系統施設
	原子炉出力制御系にあっては、ソフトウェアを用いない
	測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。

役に不正に爆発性又は易燃性を有する物 る物件が持ち込まれること及び不正アク Dについては核物質防護対策の一環とし

な移動又は妨害破壊行為を含む。)を防 丘管理及び出入管理を行うことができる 入りを制限するための区域を設定し、柵 旋管理を行える設計とする。また、原子 定し、柵等の障壁を設置するとともに、 構造の障壁を有する区域を設け、出入口

テえ、又は他の物件を損傷するおそれ

三所内の人による核物質の不法な移動又 素破物又は有害物質の持ち込みを含む。) ち込みルートを限定し、持ち込まれる物 人される郵便物や宅配物については、大 なけ、検査装置を用いて確認を行うこと 一炉施設の立入りを制限するための区域 行うことにより、不正な物品の持ち込み

<u>賃防護のために必要な設備又は装置の操</u> のアクセスを遮断する設計とし、不正ア 等に使用目的に沿うべき動作をさせず、 ⇒することができるように設計する。<u>ま</u> →スに感染する等によるシステムの異常 的アクセスを制限するとともに、関係者

⁵構成されており、ソフトウェアを用い から機能的に分離されたものとする。 \アナログ回路とし、また、その他の計

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	原子炉制御系(原子炉冷却材温度制御系及び1次冷却材
	<u>接続されていない独立したシステムとすることで、電気通</u>
	外部からのアクセスを遮断する。また、外部から電子媒体が
	感染する等によるシステムの異常動作を防止するため、原子
	監視できる環境とすることで、関係者以外のアクセスを防止
	について、出入口を施錠管理できる区域に設置し、核物質関
	の設定、障壁の設置及び出入口の管理等)により人の不法な
	<u>スを制限する。</u>
	<u>中央制御室外原子炉停止盤は、ソフトウェアを用いない</u>
	不正な操作を防止するため、手動スクラムボタンは、施錠
(添付書類八の以下の項目参照	(添付書類八の以下の項目参)
1. 安全設計の考え方	1. 安全設計の考え方

·流量制御系)は、外部ネットワークと
信回線を通した原子炉制御系に対する
「持ち込まれてコンピュータウイルスに
子炉制御系を中央制御室に設置し、常時
<u>上する設計とするとともに、中央制御室</u>
坊護に係る原子炉施設の出入管理(区域)
く侵入を防止することで、物理的アクセ
アナログ回路により構成する。また、
管理できる扉付きの盤内に設置する。

照

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(火災による損傷の防止)		(火災による損傷の防止)
第八条 (省略)		第八条 (変更なし)
適合のための設計方針	j	商合のための設計方針
		1 について
 原子炉施設には、火災(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。)が発生し、	-	
これを検知した場合において、原子炉を停止する(手動スクラム)。原子炉施設には、火災により原子炉	i i	ウムの漏えいを確認した場合において、原子炉を停止する(手動)
施設の安全性が損なわれないようにするため、火災感知設備、消火設備及び火災の影響を軽減する機能		原子炉施設は、設計基準において想定される火災によっても、
<u>を設け</u> 、原子炉を停止でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場	- 	 込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引
合は、引き続きその状態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使		さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料
用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維持できるように設計する。また、消火設備は、破損、誤作動又		るように設計する。 <u>ナトリウム燃焼に対しては、「ナトリウム漏ネ</u>
は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。	(の検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリウム燃焼の消火」並び
火災防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェ	-	<u>方策のそれぞれを講じる設計とする。一般火災に対しては、火災</u>
イルセーフ又は多重化を基本方針とし、火災により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が	<u> </u>	「火災の感知及び消火」並びに「火災の影響軽減」の三方策を適
発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することに	-	<u>なお、火災防護基準による火災防護対策を適用しない安全機能</u>
より、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。静的機能を有する構築物、系	<u></u>	する構築物、系統及び機器に対しては、設備や環境条件に応じて
統及び機器については、不燃性材料で構成することを基本方針とする。	2	対策で機能への影響を低減する設計とする。
	_	(1) ナトリウム燃焼に対する火災防護対策
		<u>a. ナトリウム漏えいの発生防止</u>
		<u>ナトリウム漏えいの発生防止について、以下のとおり設計す</u>
		<u>ナトリウムを内包する配管及び機器の設計、製作等は、関連</u>
		品質管理や工程管理を十分に行う。
		<u>ナトリウムを内包する配管は、エルボを引き回し、十分な撓</u>
		<u>ナトリウムを内包する配管及び機器は、冷却材温度変化によ</u>
		ように設計する。地震に対して、ナトリウムを内包する配管及
		するか、ナトリウムを内包する配管又は機器が破損した場合に
		<u>き、基準地震動による地震力に対して、ナトリウムが漏えいす</u>
		<u>ち、2次冷却材ダンプタンクについては、2次冷却材の漏えい</u>
		ムを保有するため、弾性設計用地震動による地震力に対して、
		るように設計する。
		<u>ナトリウムを内包する配管及び機器は、腐食を防止するため</u>
		もに、減肉に対する肉厚管理を行う。
		b. ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナト
		<u>ナトリウム漏えいの検知・ナトリウム燃焼の感知及びナトリ</u>
		り設計する。
		<u>(i)ナトリウム漏えいの検知</u>
		ナトリウム漏えいの検知には、ナトリウム漏えい検出器を
		<u>ナトリウム漏えい検出器は、誤作動を防止するための方策</u>



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	失することがないように、非常用電源設備(非常用ディーセ
	<u> </u>
	ナトリウム漏えい検出器が作動した場合には、中央制御室
	えいした場所を特定できるものとする。
	_(ii) ナトリウム燃焼の感知
	<u>ナトリウム燃焼を早期に感知するため、ナトリウム燃焼の</u>
	点とするものとし、ナトリウム漏えい検出器で兼用する。さ
	るため、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災
	器又は熱感知器を設置する。
	(iii) ナトリウム燃焼の消火
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	原子炉施設には、特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器
	原子炉施設に保有する特殊化学消火剤の量は、一系統にお
	し、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画
	のとする。
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、自然現象(凍
	能が維持できるものとする。
	特殊化学消火剤を装填した可搬式消火器は、一般火災にも
	ら、ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画
	をナトリウム漏えい検出器の作動の有無、ナトリウムエアロ
	有の刺激臭の有無等により識別し、一般火災のみが生じてい
	火器を使用する。
	c. ナトリウム燃焼の影響軽減
	ナトリウム燃焼の影響軽減について、以下のとおり設計する
	(i)ナトリウム漏えい発生時の燃焼抑制
	原子炉冷却材バウンダリを構成し、1次冷却材を内包する
	る二重構造の間隙に漏えいしたナトリウムを保持することに
	上記以外で1次冷却材を内包する配管及び機器並びに格納
	内包する配管及び機器は、原子炉運転中に窒素雰囲気で維持
	トリウムを保持することによりナトリウム燃焼を抑制する。
	上記以外で2次冷却材を内包する配管及び機器は、漏えい
	2次冷却材ダンプタンクに緊急ドレンし、ナトリウムの漏え
	燃焼を抑制する。
	(ji) ナトリウム燃焼の影響軽減
	ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区面は
	より、他の火災区画と分離する。

ル電源系及び蓄電池)より電源を供給
に警報を発し、かつ、ナトリウムが漏
感知は、ナトリウム漏えいの検知を起
<u>らに、ナトリウム燃焼を確実に感知す</u> 区画には、一般火災に適用する煙感知
及び防護具を設置する。
ける単一の配管又は機器の破損を想定
10.構造を考慮して十分な重を備えるも
は、特殊化学消火剤を装填した可搬式
こる経路には、特殊化学消火剤を装填し ろものとする
<u></u> 結、風水害、地震)に対して、機能、性
は田できてが、毎日町離が伝いことう、
<u>使用できるが、成別距離が湿いことが</u> において、ナトリウム燃焼と一般火災
ゾルの発生、ナトリウムエアロゾル特
ることを確認した場合には、ABC消
<u>o</u>
配管及び機器は、窒素雰囲気で維持す
よりナトリウム燃焼を抑制する。
容器(床下)に設置する2次冷却材を
する格納谷畚(床下)に漏えいしたナ
の発生した系統内に残存する冷却材を
い量を低減することによりナトリウム
、耐火能力を有する耐火壁又は隔壁に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ナトリウムを内包する配管又は機器を設置する火災区画の床面に設置する鋼製のライナは、堰を
	<u>設け、漏えい拡散面積を抑制することにより、ナトリウムと空気の接触面積を低減する。</u>
	<u>ナトリウムと湿分等との反応に伴い発生した水素が蓄積するおそれがある火災区画については、</u>
	<u>窒素ガスを供給し、水素の濃度を燃焼限界濃度以下に抑制できるものとする。</u>
	<u>主冷却機建物においては、漏えいしたナトリウムを鋼製の床ライナ又は受樋を介して、ナトリウ</u>
	<u>ム溜に導き、ナトリウム溜で漏えいしたナトリウムを保持する。</u>
	<u>主冷却機建物及び原子炉附属建物においては、多量のナトリウムエアロゾルの発生を想定し、ナ</u>
	トリウムエアロゾルの拡散を防止するため、空調換気設備を停止し、防煙ダンパを閉止できるもの
	とし、他の火災区画への影響を軽減する。
	(iii)ナトリウムと構造材との反応防止
	高温のナトリウムとコンクリートが直接接触することを防止するため、ナトリウムを内包する配管
	又は機器を設置する火災区画には、ナトリウム燃焼に伴う材料の腐食を考慮した厚さを有する鋼製の
	ライナ又は受樋を設置する。
	(2) 一般火災に対する火災防護対策
	<u>a.</u> 一般火災の発生防止
	<u>一般火災の発生防止について、以下のとおり設計する。</u>
	<u>(i)発火性物質又は引火性物質への対策</u>
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における
	発火性又は引火性物質(液体)を内包する設備は、ベローズシール、パッキン、0 リング等を用いる
	<u>ことによる漏えい防止対策を講じる。万一の漏えいに備え、発火性又は引火性物質(液体)の保有</u>
	<u>量に応じて、堰を設けて漏えい拡散面積を制限することによる拡大防止措置を講じる。</u>
	(ii) 可燃性蒸気又は可燃性の微粉への対策
	<u>火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画は、可燃</u>
	<u>性の蒸気又は可燃性の微粉が発生するおそれがある場合には、換気、通風又は拡散の措置により、</u>
	可燃性の蒸気又は可燃性の微粉の滞留を防止する設計とする。当該火災区画のうち、爆発性雰囲気
	に至るおそれのある火災区画には、防爆型の電気・計装品を使用するとともに、着火源となるよう
	な静電気が溜まるおそれのある設備を設置する場合は、静電気を除去する装置を設けるものとする。
	<u>当該火災区画には、金属粉や布による研磨機のように静電気が溜まるおそれのある設備を設置しな</u>
	いものとする。
	<u>(iii)発火源への対策</u>
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区画における
	<u>火花を発生するおそれのある設備は、金属製の筐体に収納する等の対策を行い、設備の外部に火花</u>
	<u>が出ることを防止する。当該火災区画における高温の設備は、高温部分を保温材で被覆し、可燃性</u>
	物質との接触や可燃性物質の過熱を防止する。
	<u>(iv) 水素漏えいへの対策</u>
	交流無停電電源系及び直流無停電電源系の蓄電池を設置する火災区画には、必要な換気容量を有
	<u>する換気設備を設けるとともに、水素の検知器を設置する。当該換気設備は、非常用電源設備より</u>
	<u>電源を供給するものとする。当該換気設備が停止した場合又は水素濃度が警報設定値に達した場合</u>
	には、中央制御室に警報を発するものとする。当該火災区画には、直流開閉装置やインバータを設

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>置しないものとする。</u>
	(v)過電流による過熱防止対策
	動力ケーブルは、保護継電器、遮断器、ヒューズ等の組合
	ケーブルの過熱及び焼損を防止する。
	<u>(vi) 不燃性材料又は難燃性材料の使用</u>
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対
	チャコールフィルタを除く空調換気設備のフィルタ、保温材
	燃性材料を使用する設計とする。ただし、不燃性材料又は難
	性材料又は難燃性材料と同等の性能を有する代替材料を使用
	用が技術上困難な場合には、金属製の筐体や電線管への格納
	対象機器等において火災が発生することを防止するための措
	火災防護基準による火災の発生防止を考慮する火災防護対
	に示される同等の性能を確認した難燃ケーブルを使用する。
	ケーブルを使用するか、耐ノイズ性を確保するため、難燃ク
	ルを電線管に収納するとともに、電線管の開口部を熱膨張性
	せ、電線管内への酸素の供給を防止することにより、難燃ク
	を確保する。
	(vii) 自然現象による火災の発生防止対策
	落雷に対して、屋外に位置する安全施設のうち、建築基準
	には避雷設備を設ける。
	地震に対して、火災防護対象機器は、耐震重要度分類に応
	置するとともに、自らが破壊又は倒壊することによる火災の
	<u>b. 一般火災の感知及び消火</u>
	一般火災の感知及び消火について、以下のとおり設計する。
	<u>(i) 一般火災の感知</u>
	一般火災を早期に感知できるよう、火災感知器と受信機か
	火災防護基準による火災の感知及び消火を考慮する火災
	は、異なる感知方式の火災感知器を設置する。異なる感知力
	防止するため、アナログ式の煙感知器とアナログ式の熱感知
	境条件等から当該組合せを適用できないエリアにおける火災
	非アナログ式の煙感知器と防爆型の非アナログ式の熱感知器
	式の炎感知器、非アナログ式の炎感知器とアナログ式の熱感
	火災感知器の設置に当たって、感知器については、消防法
	ることを基本とし、検知装置については、監視範囲に死角が
	のうち、煙感知器を消防法施行規則第23条第4項の取付面
	置する場合は、空調換気設備の運転状態に応じた空気の流れ
	まえて煙を有効に感知できるように設置する。
	<u>火災防護基準による火災の感知及び消火を考慮</u> する火災防
	ける火災の感知は、設備や環境条件に応じて、消防法で求め

合せ等により、地絡や短絡等に起因する

対象機器等は、主要な構造材、ケーブル、 材及び建物内装材は、不燃性材料又は難 難燃性材料が使用できない場合は、不燃 用する設計とするか、又は代替材料の使 納等により、他の機能を有する火災防護 措置を講じる設計とする。

<u>対象ケーブルは、実証試験又は当該試験</u> <u>。ただし、核計装等のケーブルは、難燃</u> ケーブルの使用が困難な場合は、ケーブ 性及び耐火性を有したシール材で閉塞さ ケーブルと同等の自己消火性及び延焼性

準法に基づき高さ 20m を超える安全施設

応じて、十分な支持性能をもつ地盤に設 の発生を防止する

<u>いら構成される火災感知設備を設置する。</u> <u>
後防護対象機器等を設置する火災区画に</u> <u>
方式の火災感知器の組合せは、誤作動を</u> 知器の組合せを基本とする。ただし、環 災感知器の組合せについては、防爆型の 器、アナログ式の煙感知器と非アナログ 感知カメラの組合せとする。

<u> 生施行規則第23条第4項に基づき設置す</u> がないように設置する。ただし、感知器 高さに係る適用範囲を超えるエリアに設 れ及び火災の規模に応じた煙の流動を踏

防護対象機器等を設置しないエリアにお かられる対策で機能への影響を低減する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	当該エリアには、煙感知器を設置することを基本とする。ただし、多量の燃料油等による火災が想
	定される場所、正常時に煙が滞留する場所又は水蒸気が多量に発生する場所等には、熱感知器を設
	置する。また、放射線量が高く、かつ、火災感知器の設置ができないか、又は火災感知器を設置した
	場合に火災感知器の保守点検ができない場所には、火災感知器を設置しないものとする(原子炉建
	物内の「炉容器ピット」、原子炉附属建物内の「燃料洗浄室」及び「缶詰室」、廃棄物処理建物内の
	「濃縮液タンク室等の高濃度廃液収納タンク設置室」及び「固化処理室(B)及び固体廃棄物B貯
	蔵庫B」が該当)。
	受信機については、火災感知器が作動した場合に警報を発し、かつ、火災の発生場所を特定でき
	るものとする。
	用ディーゼル電源系及び蓄電池)より電源を供給する。
	火災感知設備は、自動試験及び遠隔試験等により、機能に異常がないことを確認する。
	で消火を行い、火災時に煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難となる火災区画には、固
	① 可搬式消火器
	否を考慮した上で十分な量を備えるものとする。
	所に設置する。
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	る。
	防法に基づくものとする。
	内でアクセスできる場合、手動起動によるものとする。ただし、ケーブル室には、火災の影響を軽
	維持できるものとする。火災防護基準による対策を考慮する火災防護対象機器等を設置する火災区
	しないように設計する。
	c. 一般火災の影響軽減
	ー般火災の影響軽減について、以下のとおり設計する。
	<u></u>

変更後
て、系列の異なる当該火災防護対象機器等は、異なる火災区画に
災防護対象機器等を設置する火災区画の耐火壁の耐火能力は、
災の等価時間を考慮して設定する。当該火災防護対象機器等を調
3時間を超え、かつ、隣接する火災区画に系列の異なる当該火災
災区画間の耐火壁を3時間以上の耐火能力を有するものとする
当該火災防護対象機器等に対して耐火能力を有する隔壁を設置
間以上の耐火能力を有するものとする。
系列の異なる火災防護基準の火災の影響軽減を考慮する原子
等を同一の火災区画内に設置する場合は、中央制御室及びケーニ
のいずれかにより行う設計とする。
<u>a.</u> 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮
護対象機器等について、互いの系列間を3時間以上の耐火
b. 系列の異なる火災防護基準による火災の影響軽減を考慮
護対象機器等について、互いの系列間を1時間の耐火能
災感知設備及び自動消火設備を設置する。ただし、中央
で速やかに移動し、ハロン消火設備を起動できる場合は
操作によるハロン消火設備を設置する。また、火災時に
ず、かつ、中央制御室から火災の発生した火災区画まで
ができる火災区画は、自動消火設備の設置に代えて、可
<u> </u>
中央制御室に対する火災の影響軽減については、以下のとお
① 火災防護基準による火災の影響軽減を考慮する原子炉
ルに対する火災の影響軽減
火災防護基準に基づく措置を講じる異なる系列のケーブ
1時間の耐火能力を確保することはできないものの、可能な
を軽減する。当該耐火テープについては、30分の耐火能力
 2 火災の早期感知
中央制御室には、固有の信号を発する異なる種類の火災
設置する。
常駐する運転員による火災の早期感知に努めるとともに、
を考慮する原子炉の安全停止に係る系列の異なる火災防護
早期に火災を感知し、火災の影響を軽減するため、盤に煙
中央制御室に設置する煙感知器よりも早期に火災を感知で
ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
ない二酸化炭素消火器を設置する。
常駐する運転員は、火災を感知した場合、火災の影響を構
<u>火器による消火を行う。当該消火活動の際には、二酸化炭</u>
への影響を考慮して、中央制御室に設置する二酸化炭素濃F

炉の安全停止に係る火災防護対象機器 ·ブル室を除き、相互の系統分離を以下

慮する原子炉の安全停止に係る火災防 火能力を有する隔壁等により分離する。 遠する原子炉の安全停止に係る火災防 た力を有する隔壁等で分離し、かつ、火 制御室から手動起動装置の設置場所ま 、自動消火設備の設置に代えて、手動 一種の充満により消火活動が困難となら 速やかに移動し、消火活動を行うこと 一般式消火器による消火を行うものとす

り設計する。 の安<u>全停止に係る火災防護対象ケーブ</u>

ルについて、盤内は狭く耐火壁により な限り耐火テープを敷設し、火災の影響 かを有するものを使用する。

感知器として、煙感知器と熱感知器を

、火災防護基準による火災の影響軽減 対象ケーブルを接続する制御盤等は、 感知器を設置する。当該煙感知器は、 きるものとする。

に加えて、電気機器への悪影響を与え

<u>軽減するため、1~2本の二酸化炭素消</u> 素が局所的に滞留することによる人体 度計を携帯する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
変更前 (2021.12.2 付補正) (変更後 主た、中央制御室には、煙の洗満により消水活動に支障を来きないように、排煙設備を設置する。 ケーブル室に対する大災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る大災防護対象ケーブルに対する大災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る大災防護対象ケーブルと対する大災の影響経減を考慮する原子炉の安全停止に係る大災防護対象ケーブル 火災防護基準による大災の影響軽減を考慮する原子炉の安全停止に係る大災防護対象ケーブル 以防護基準による大災の影響経減を考慮する原子炉の安全停止に係る大災防護対象ケーブル 大災防薬運転になる大災防護部減を考慮する原子炉の安全停止に係る大災防護対象ケーブル 大災防薬運転注意、当該耐火シートを敷設した電源営を敷設することができないものの、耐火能力 を有する気をないたう、主要認知などの支援した電源営を敷設することができないのの、耐火能力 ケーブル空になってを敷設し、大災の影響を整成する。当該耐火ケーブについては、30分の耐火 定した有するものを使用する。 (2) 大災の早期感知 ケーブル空の火災を見知に検知し、大災の影響を整備する。 第6日を取りたいて、運転員が手動で影動することができる国産式満大設備(ハロン消水設備)において、運転員が手動で影動することができる国産式満大設備(ハロン消水設備)においても、消水設備の満大方法、消水設備の截損防止措置等を行うことにより、原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。 (3) 休災の以下の項目参照 1) その他試験研究用等原子炉の耐気施設

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(溢水による損傷の防止等)	(溢水による損傷の防止等)
第九条 (省略)	第九条(変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損、消火系統の作動又は使用済燃料貯蔵 設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が生じた場合においても、原子炉を停止でき、放射性物質 の閉じ込め機能を維持できるように、また、停止状態にある場合は、引き続きその状態を維持できるよ うに、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池においては、使用済燃料の冠水を確保し、冷却機能を維 持できるように設計する。	<u>1 について</u> 原子炉施設において、溢水が発生し、これを検知した場合には、 原子炉を停止する。原子炉施設は、原子炉施設内に設置された機器 は使用済燃料貯蔵設備の水冷却池のスロッシング等による溢水が発 でき、放射性物質の閉じ込め機能を維持できるように、また、停 態を維持できるように、さらに、使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に し、冷却機能を維持できるように設計する。
<u>また、</u> 原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む 液体があふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしないように設計する。 <u>溢水防護対象設備とする安全施設のうち、動的機能を有する構築物、系統及び機器については、フェ</u> <u>イルセーフ又は多重化を基本方針とし、溢水により、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が</u>	2 について 原子炉施設内の放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その あふれ出た場合において、当該液体が管理区域外へ漏えいしない。
<u>発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持することに</u> より、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。また、放射性物質を含む液体	 放射性物質を含む液体を内包する容器、配管その他設備から放射
を内包する容器、配管その他設備から放射性物質を含む液体があふれ出た場合において、当該液体が管	において、当該液体が管理区域外へ漏えいするおそれのあるもの
理区域外へ漏えいするおそれのあるもの(当該区画に管理区域外との連絡通路(扉等)があるもの)を	(扉等)があるもの)を対象とし、 <u>段差や堰を設けることにより</u>
対象とし、 <u>堰を設ける等の措置を講じる。</u>	<u> </u>
添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方	 添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方

、運転員の手動スクラム操作により、 器及び配管の破損、消火系統の作動又 送生じた場合においても、原子炉を停止 正状態にある場合は、引き続きその状 れにおいては、使用済燃料の冠水を確保

の他設備から放射性物質を含む液体が いように設計する。

射性物質を含む液体があふれ出た場合 (当該区画に管理区域外との連絡通路 管理区域外へ漏えいすることを防止す



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(誤操作の防止)	(誤操作の防止)
第十条 (省略)	第十条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
 について 中央制御室に設置する制御盤等(操作スイッチ等を含む。)は、系統及び機器に応じた配置とし、名称 等を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握 できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じにくいように設 	 について 中央制御室に設置する制御盤等(操作スイッチ等を含む。)は、 及び機器に応じた配置とし、名称を表示するとともに、各盤には、 設の状態が正確かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示)
計する。警報表示(原子炉保護系の作動に係るものを含む。)については、原子炉施設の状態がより正確 かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報(ブザー又はベル)を発する ことで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。	ても誤りが生じにくいように設計する。警報表示(原子炉保護系の 原子炉施設の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要) (ブザー又はベル)を発することで、運転員の注意を喚起して、 た、現場の盤及び弁に対して銘板の取付けによる識別を行い、保 とする。
2 について	2 について <u>安全施設は、その操作が必要となる理由となった事象が有意なす</u> <u>境条件(余震等を含む。)及び施設で有意な可能性をもって同時に</u> <u>運転員が容易に操作できるように設計する。</u>
運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発 生後に、その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保され るように設計する。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その 他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は 一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放 射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備 の隔離その他の適切に防護するための設備を設ける。	 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設 集中して対応できるものとする。運転時の異常な過渡変化時又は認過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動作が期待される安全でも必要な安全機能が確保されるように設計する。また、中央制約合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安全性を確保する障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどまり、かつ、当該措意るよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措置、気体状の放射性物質する燃焼ガスに対する換気設備の隔離その他の適切に防護するため 1)地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震が継続原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、 Sクラスであり、相応の頑健性を有し、また、制御盤等は床おいても運転操作に影響を及ぼすことはないように設計する に使用する運転員机の配置に留意するとともに、中央制御室する。または、ワイヤ等により落下を防止するものとする。 (2)地震、竜巻、風(台風)、積雪、落雷、森林火災、火山の原子炉がスクラムするケース 原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は、

人間工学上の諸因子を考慮して、系統 、操作スイッチ等とともに、原子炉施 及び警報表示を設け、保守点検におい の作動に係るものを含む。)については、 度に応じて色分けするものとし、警報 その内容を表示できるものとする。<u>ま</u> 守点検における誤操作を防止する設計

:可能性をもって同時にもたらされる環 こもたらされる環境条件を想定しても、

設に係る操作は、中央制御室において、 設計基準事故時、及び運転時の異常な 全施設は、運転員の操作を期待しなく 御室には、設計基準事故が発生した場 るための措置をとるため、従事者が支 置をとるための操作を行うことができ 質及び中央制御室外の火災により発生 めの設備を設ける。

続するケース

「監視」である。中央制御室は、耐震 シスは壁に固定するため、地震発生時に る。さらに、運転員が体制を維持する際 の天井照明設備は、落下し難い構造と

の影響により、外部電源喪失が発生し、

「監視」である。中央制御室は、非常 また、計器・記録計について、無停電電 こあっても、運転員は安全にその役割を

変更後
果たすことができるように設計する。なお、中央制御室は、タ
る重要安全施設であり、相応の頑健性を有するため、竜巻、風
山の影響が発生した場合においても運転操作に影響を及ぼす。
(3)森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発生し、
中央制御室空調を再循環運転とするケース
敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達するお
を停止する。また、降灰予報等が発表され、多量の降下火砕物
認された場合には、原子炉を停止する。原子炉停止後におい
視」である。
<u>ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環運転</u> と
とで、その影響を排除するように設計し、従事者は支障なくの
まることが可能であり、運転員は安全にその役割を果たすこ
 添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方 6. 計測制御系統施設

外部からの衝撃による損傷の防止に係
風(台風)、積雪、落雷、森林火災、火
すことはないように設計する。 </td
、これらの取り込みを防止するため、
5おそれが確認された場合には、原子炉
や物が原子炉施設に到達するおそれが確
いて、運転員に期待される対応は、「監
云とし、これらの取り込みを防止するこ
<u> 云とし、これらの取り込みを防止するこ</u> 、中央制御室に入り、又は一定期間とど
<u>云とし、これらの取り込みを防止するこ</u> 、中央制御室に入り、又は一定期間とど ことができるものとする。
<u>気とし、これらの取り込みを防止するこ</u> <u>く中央制御室に入り、又は一定期間とど</u> <u>ことができるものとする。</u> 照

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(安全避難通路等)	(安全避難通路等)
第十一条 (省略)	第十一条(変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
原子炉施設の <u>安全避難通路には</u> 、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設ける。 <u>また、</u> 安全避難通路 <u>等</u> に設置した照明 <u>の一部</u> については、非常用ディーゼル電源系 <u>又は</u> 直流無停電電源 系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損なわないように 設計する。 <u>さらに、設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事故対策のための作業</u> が生じた場合に、作業が可能となるよう、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配備する。	 <u>一について</u> 原子炉施設の<u>建物内には、安全避難通路を設けるとともに、</u> <u>ことにより</u>容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設 <u>二について</u> 安全避難通路に設置した<u>避難用</u>の照明については、バッテリゼル電源系若しくは直流無停電電源系より給電できるものとしにおいても、機能を損なわないように設計する。
(添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方	三 について 原子炉施設では、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事 は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保され 員に期待する対応は「監視」であり、当該対応は、中央制御室 に事故対応が可能となるよう、常設照明の一部について、非常 のとし、さらに、中央制御室の出入口付近にバッテリー内蔵型 また、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に 場所を問わず使用できる当該バッテリー内蔵型の可搬型照明を 要となる場所にあっては、バッテリー内蔵型又は非常用ディー する。

その位置を<u>明確かつ恒久的に表示する</u> ける。

<u>レー内蔵型とするか、又は</u>非常用ディー 、通常の照明用の電源を喪失した場合

本 故時、その動作が期待される安全施設
いるように設計する。したがって、運転

とで実施することから、設計基準事故時

方用ディーゼル電源系より給電できるも

との可搬型照明を配備する。

二行う現場巡視等においても、昼夜及び ご活用するものとし、さらに、操作が必 -ゼル電源系より給電できる照明を常設

照

(学会転初) (学会転初) 第十一条 (客取) 第一条 (客取) 第合のための数計方印 1 こついて 文字楽業の次を決決の支援来し、「研究中の重要な分類の考え方」を参考に、原子伊美文の料約内容は、 1 について 文字本語の次を決決の支援来し、公式、「レックハンパが用」、・ (公式を始終のう業度な人)、(公式やの支援後のの素度など、)、「本部の大いな分類」、その文を機能の主要などの方のスクト」を考え たた、ほどのした人に分類し、その文を機能の主要などなどのようます。 1 について 文字スス): 今年のから使いの主要などなどのようまに高いた。 クラスス): 今年のの情報の自然作を確認し、かっ、福祉すること。 クラスス): 今年のに決定したる体系をの意志ではた。 クラスス): 今年のに決定したる体系をの意志ではた。 クラスス: 一般の産業施設と回答以上の対応係在を確認し、かっ、福祉すること。 クラスス): 一般の産業施設と回答以上の対応保全を確認し、かっ、海洋すること。 クラスス): 今年のに決定したが、たの、保健すること。 クラスス: 一般の産業施設と回答以上の対応保全を確認し、かっ、海洋すること。 クラスス): 今年のに決定したのに常確ないたいたいためにないため、 油費がなったまたろうりますた。 クラスス): 今年のに決定して、原語の「小」」クェの学 クラスス): 一般の主要ながためったいため、 「特定すること」 クラスス): 今年のに決定して、たのに、常知人の法がなどきないたか。 クラスス): 一般の主要ながたかっためにごろうたった。 シンス): 常なのにないたちょうたいたかいため、 シンス): 常なのにないためにためにため、 クラスス): 一般の主要ながためっために、 シンス): 滞けていためいためったかたかった。 シンス): 常ないためっためにためったかたかった。 クラスの: 一般の主要ながためったかたかいために、 シンス): 滞けていためいためにためいためいためったかったかった。 シンス): 「日本の正要ながためったかったか。 ビータンの定要なからためったたかったかった。 シンス): 「日本の正要ながためったかったの。 「日本の正要ながためったかったかった。 シンス): 「日本の正要ながためったかった。 シンス): 「日本の正要ながためったのかったかった。 シンス): 「日本の正要ながためったのからたの。 「日本の正要ながためったのか	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
単十二条 (学校) 単十二条 (学校) 通合のための話け方参 通合のための話け方参 1 について 安全超級の安全構築の点気気を、研究やの重要認ら知らろ方」を参考に、原子を超数の特徴を握結 えて、以下のクラスに分類し、そう安全保護の重要領に応じて、安全通知が確保されるように対けてみ。 1 とついて 安全超級の安全構築の点気気を、研究やの重要点などで、安全通知が確保されるように対けてみ。 クラス1:含価的に重要し得ら点高度の作例性を確保し、かつ、維持すること。 2 ケラス3:一般の産業施設と同事項上のに何例性を確保し、かつ、維持すること。 2 クラス3:二個型の空気交換の考え方」を参考 クラス3:二級型の信頼未発催し、かっ、福田すること。 2 クラス3:二個型の雪気交換の考え方」を参考 クラス3:二級型の信頼も発催し、かっ、福田すること。 クラス3:二型の産業施設と同事項上のに何例性を確保し、かつ、維持すること。 2 クラス3:二型の電気施設と同事項上のに何例性を確保し、かっ、福田すること。 2 クラス3:二型の電気施設と同事項上の信仰性を確保し、かっ、福田すること。 クラス3:二型の電業施設と同事項上のに何例性を確保し、かっ、維持すること。 2 クラス3:二型の目前に成長計画を加たり、かう 福祉の方法で加たの生産したるようとす。 2 クラス3:二型の目標したの相外を信頼し、かっ、福田すること。 クラス3:二型の確保施した。 2 小型の電気がための見ついた何様性を確保し、かっ、福田すること。 2 クラス3:二型の目標したの方式であるいたまであった。 クラス3:二型の電気施設と同事項上の自然性を確保し、かっ、福田すること。 2 クラス3:二型の目標したの相外のとなたので加たするかたりまま。 2 クラス3:二型の目標したのもかった。 クラス3:二型の電気振気の信頼を確保し、かっ、 福祉のためためた方」」またのためたの主要な 2 とついたの、 1 金融ので重要なの確認したのためたか。 2 とついたのため、 1 金融ので重要なの確認した方法になるかった。 クラス3:二型の目前に、 1 急などきんのためたのためためためためためためためためためためためためためためためたかった。 2 とついたのためためためためためためたかった 日本ので重要なの確認しためたかたのためためためためためためためためためためためためためためためためため	(安全施設)	(安全施設)
 第今のための読み方針 1 について 少学施設の安全商時の重要度を、「歴学序の重要度の通の考え方」を参考に、原子学施設の特徴を構 	第十二条 (省略)	第十二条 (変更なし)
 1 について なと地域の安全機能の宣要成を「研究中の立要成分類の考え方」を参考に、原子が確認の料象を結本 なて、以下のクシスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が提倡されるように設計する。 なお、各クラスの信頼後の目標に以下とする。 2 少ス1: 含理的に達成し得る業質度の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 クラス2: 高度の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 クラス3: 一般の確実施設と同等以上の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 2 少ス3: 一般の確実施設と同等以上の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 2 クラス3: 高度の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 クラス3: 高度の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 2 クラス3: 二般の確実施設と同等以上の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 2 の世界構成の重要のな見つた構成と思想と、 クラス3: 二般の確実施設と同等以上の信頼性を確実し、かつ、維持すること。 2 の世界が必要したの信頼性を確実し、かつ、 2 かり、第10日間ではの下する。 2 の世界が必要したの信頼性を確実し、かつ、 2 かり、 2 のなどのなどの意味がありまた。 2 のなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどの	適合のための設計方針	適合のための設計方針
 安会地説の安全機能の重要度を、「研究」「の空気の意の考え方」を参考に、原子が施設の均衡を培え えて、以下のクラスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるこうに設計する。 クラスムに分類し、その安全機能の重要度な、「支援曲の主要方にして、安全機能 なお、各クラスの后期度の目標は以下とする。 クラス1:含点的に進成し得る最高度の保険性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 シラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 シラス3:一般の重要施設と同等以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 シラス3:一般の重要施設と回答以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 シラス3:一般の重要施設と回答以上の価額性を確保し、かつ、維持すること。 シラス3:一般の重要施設と回答以上の価額性を確保し、かつ、 進行の空気性の証面を支方:など、高したの上のな、 電気の変要施設と回答以上の運転や確保と、2011 国家加防な空気はためにする、 マクス3:一般の重要施設と回答以上の活動の主要施設定はためにする。 シロジェンス5:1:第二次の正式にはためにする。 シラス5:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1:1	1 について	1 について
よて、以下のクラスに分類し、その安全機能の重要に応じて、安全機能が確保されるように設計する。 なお、各クラスの管観度の目標は以下とする。 クウス1:合理的に達成し書る最高度の信期性を確保し、かつ、機特すること。 クウス3:一般の演業施設と周等以上の信制性を確保し、かつ、機特すること。 クラス3:一般の演業施設と周等以上の信制性を確保し、かつ、機特すること。 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かつ、機特すること。 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かつ、機特すること。 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かつ、機特すること。 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かっ、機特すること。 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かっ、 と、 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かっ、 と、 クラス3:一般の演業施設と同等以上の信制性を確保し、かっ たた、「留生のの重要度な知らなえた」では、「否由力型」が10 図」の読む方を1回る「なからに登め合変な知」がない、 定していたが、変も含また」のも参考にするものとする。 なるか、意想ないたいまた。「容易」がたいうな人類に なのの重要ながないたい。 クラス3:一般の構築施設と同等以上の信制性を確保し、かっ たた、「留生のの重要ななな」のでないまた。 クラス3:一般の構築施設と同等以上の信制性を確保し、かっ たた、「留生のの重要なななたいでは、プラムか注 増加速のな変なの変活しても、からにするものとする。 なるか、意想ないたいまた。 クラス3:一般の構築施設と同等以上の信制性を確保し、かっ たた、「留生のの重要なななた」のでないまたなるかって なるか、意想ないたいまた。 クラス3:一般の構築施設と同等以上の信制性を確保し、かっ たた、「留生のの重要なななた」のないまた。 クラス3:一般の「意志」」の生またるためなるためです。 なるか、意識ないたいまた。 のよりたいためでの重要なないたいまた。 のようたたいためで、要素はたいななるかって なるか、意識ないためな、 なるないためたまた。 たまた、「留生の」のないためな、 たまた、 の事語のためにないたいためたまたので たまた。 「1」要素が施設を見たるたらでもなも発発して たまた。 たまた、 のまたたたまで、 たまた」の変化のないためたまた。 たまた、 たまたで相談なためまた。 たまた。 「1」要素が施設の実践なか、 なるないためまたたるかって たまた。 「1」要素が施設ないためまたものたまた。 たまた。 「1」要素が施設ないためまた。 たまた。 「1」要素が施設なためまたためって して たまたまたまなたたたためまた。 たまたたまで たまたまたまた。 たまた。 「1」要素が施設なためまた。 たまたたまたまた。 たまたたまたまた。 たまたまたまた。 たまたまたたまた。 たまたたまたまた。 たまたたまたまたたま	安全施設の安全機能の重要度を、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、原子炉施設の特徴を踏ま	安全施設の安全機能の重要度を、「試験研究の用に供する原子炉
なお、各クラスの信頼度の目標は以下とする。 ドロクラスに分類し、その安全機能の重要度が起の考え方、を参考とする語 クフスは: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。 クフスは: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。 クフスは: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。 クフスは:合理的に達成したの意識を加つ解理を確保し、かつ、維持すること。 クフスは:合理的に達成したの情報を確保し、かつ、維持すること。 クフスは:合理的に達成したの容徴性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、一般の窒素施設と回等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クフスは、合理の容量の含えたりで気になると見てでは、自然力です。 なられる酸素のなの変化を描述の正確ななり、含む、ことで、電気がたいる酸素のない、 なり、酸素が小の薄しいか可能でない、 たるので、 たるので、 たるので、 たるので、 たるので、 たるので、 たるので、 たること、 なんので など、 なんので たること、 たるので たること、 たることので たること。 たるので たること。 たること、 たることで、 なんの なんの なんの なんの たるので たること、 たるので たること、 たるので たること、 たるので たること、 たるので たること、 たるので たるこれので なんの たるので たること、 たるので たるこれの たるこれの たるので たるこれの たるので たるこれの たるこれの たるので たるこれので たるので たるて たるこれの たるこれの たるこれの たるので たるこれの たるので たるこれの たるので たるこれの たるので たるこれの たるこれの たるので たるて たるこれの たるこれの たるので たるて たるこれの たるこれの たるので たるので たるて たるこれの たるこれの たるので たるので たるて たるこれの たるこれの たるので たるので たるて たるこれの たるこれの たるこれの たるれたの たるので たるて たるこれの たるので たるので たるて たるこれの たるれため たるこれの たるれたの たるので たるて たるこれの たるれため たるれの たるので たるて たるれので たるので たるので たるので たるので たるて たるので たるので たるれためので たるので たるので たるれたたる たるので たるれためで たるので たるので たるので たるて たるこれたたる たるので たるれたたる たるので たるて たるて たるれたたるで たるれたたる たるので たるて たるて たるて たるて たるので たるので たるので たるて たるて たるて たるので たるて たるので たるので たるので たるので たるて たるので たるて たるので た	えて、以下のクラスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されるように設計する。	<u>る規則の解釈」に基づき、</u> 「研究炉の重要度分類の考え方」を参考
 クラス1:会型的に達成し得る最高度の情報性を確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、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な確保し、かつ、進行すること。 クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性な確保し、かつ、進行すること。 クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性な確保し、かつ、進行すること。 クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性な確保し、かつ、進行すること。 クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性な確保し、かつ、進行すること。 クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性な確保し、かつ、進行すること。 クラス3:一般の産業加速などの素が見合いた。 た」(採売)のたら、「常電用超小規模を加速度な気が見合いた。 たら、「常電用超小規模を加られる」を含むたくする。 たら、「常電用超小規模を加られる」 たら、「常電用電力など」の発しする中をごうる。 アミニュ:ここの定能度なは変化したな生きないた。 アミニュ:こここの定能度なは変化したな生きないた。 アミニュ:こここの定能度なは変化なることのため、「なんのため」の発行する運搬を行為のことのないた確定の運搬の、 アミニュ:(1) 異常実施なた時に、変化して変化的なご確なの保護、(1) 要素実施なため。 アニュ:(1) 要素が取るでは、の定では変化なることれる - たたご様素物、系統なび機器 MSニ1:(1) 日本時のに構成の確認をつたれる - たたご様素物、系統なび機器(1) 原素状態のの変 アニュ:(1) アニーがため、定すること、 アニュ:(1) アニーの定定などのないたまたのごれる - たたご様素物、系統なび機器(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 安全上検認(1) 原本状態でのの。 アニュ:(1) アニーのに使用のので、そのに登場のの低価 アニュ:(1) アニーのにためにためのごれるこへたたる - たたる気がためるここれる - たたる気が機能(1) 原本状態でのみのでないため。 アニュ:(1) アニーのに使用のので、 アニューので、デーのために使用のので、 アニュ:(1) アニーのにためにためのこれんなのでないためってためることんんち - たたる気が低くためっここれんち - たたる気が低いためっここれんち - たたる様を物、系統なび機能(1) 原本状態でのの。 アニューので、デーのでに使用ののでためっこへんためので、 アニューのでのでにためるここれんち - たたる気能のでは、アニューのでにためるここれんち - たたる気能ないためっここれんち - たたるのっこれんち - たたる気能ののでは、アニューのでためっことののでで、 	なお、各クラスの信頼度の目標は以下とする。	下のクラスに分類し、その安全機能の重要度に応じて、安全機能
 カウス1:金町的に違成し得る最高度の情報性を確保し、かつ、維持すること。 ククス3:一般の重素施設と同等以上の情報性を確保し、かつ、維持すること。 ククス3:一般の重素施設と同等以上の情報性を確保し、かっ、維持すること。 ククス3:一般の重要な強定の主要以上の情報性を確保し、かっ、維持すること。 ククス3:一般の重要な強定の主要以上の情報性を確保し、かっ、 などに換えることの主要ないうないため情報性を確保し、から、 ククス4:二緒(1)を強いためを注意たいためを認定したの重要にないためを確保し、かっ、 たご研究の支援部の主要なの手法の重要にないためを注意ないためを定ちた。 シロールの主要にためすることのに確なしていたいであるからまた。 PS -1: この作用では故障性を適合の重要となるものであって ア -1: この常確なは後期により発生する主要なによって プログログログログログログログの第二の -2: この推転の対比の特徴性を確保したので、 ア -1: この作用ではな障性を確保したので、 ア -1: この作用ではな障性を確保したので、 ア -1: このが非体がで、 ア -1: この作用ではないがで、 ア -1: このが用いためするためでたって ア -1: このが用いため性物での重要となるものでのって ア -2: この ア -1: (1) 異常状態の使用を歩たなるものであって ア -2: このたちためたちのやの「確実したの」 ア -2: この ア -2: このためたなるもので、 ア -2: こので要となるためでなもので、 ア -2: このたちためたちので、 ア -2: 二く1) PS -2の確確的、 ア -2: 二く1) PS -2の確確的で、 ア -2: 二く1) PS -2の確確的、 ア -2: 本認及びで提供、 ア -2: 二く1) 基本ななで提供、 ア -2: 二く1) 運動やのでのないためたたちをする。 ア -2: 二く1) 運動ので ア -2: 二く10 ア -2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2: 2		本とする。また、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考とする際
 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3:一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、 セミングを加入した「「「「「「「」」」」 の煮出力を下回る「伊心と蓄積される疲労型に協力」」 の煮出力を下回る「伊心と蓄積される疲労型に協力」 から、「星乳用症気間に防力」 ケンクス1)と考えた」 ケンクス2)、たちる。 ケンクス2)、 たまるにするためとする。 たるの食業の支払、などにようの生きる。 ケンクス1)の場合はたきのたまる。 ケンクス2)、 たるのためにより発生する事業などう。 ケンクス2)、 たるためてきるいてきたって ケンクス2)の分類に扱うてきたき ケンク調整に取るためため、 ケンク調整に取るため、 ケンク調整に取るためためためてきたって ケンク調整のためたい気に、 ケンク調整に取るためため、 ケンク調整に取るためため、 ケンク調整に取るためためためためため、 ケンク調整になるためためためためためためためためためためためためためためためためためためため		お、各クラスの信頼度の目標は以下とする。
 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: 一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス4: 高校の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス5: 一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス6: 二次の定業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス7: 一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス6: 二次の意業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス7: 二次の意業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス6: 二次の意業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス7: 二次の意業施設と同等以上の信頼性を確保し、かっ た.「四家生活の主な」の主要な主なるの意味の主要な全ないためてあってき 方法の主要な全体の主要なたたいまで、 クラス1: この指告な自然により発生する主のとする。 安全し、(正式会社)の主体を確定して、 タンパーになるためとする。 クシートを取り上のなどれのまた。 アクトロンの主体を確定して、 アクトロンの主体を確認している。 クシートは、(正式会社)の主体を確定して、 アクトロンの主体を確定して、 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を認定している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を認定している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を定体に、 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を定体を定体の主体を定体に、 アクトロンの主体を確認している。 アクトロンの主体を定体を定体的で、 アクトロンの主体を定体に、 アクトロンの主体を定体に、 アクトロンの主体を定体に、 アクトロンの主体を定体を定体を定いる。 アクトロンの主体を定体に、 アクトロンの	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1:合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、か-
 クラス3:一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 クラス3:一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。 タラス3:一般の商業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、 主人、研究炉の重要度分類の考え方」では、「活出力炉」が「10 時」の熱出力を下回る(炉心に営着される核分裂生産のの吸気、 から、「年留用軽木型原子炉施設の安全機能の重要度分類に書いて、 う」も参考にするものとする。さらに、「常語」がナトリウム治生 増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にするものとする。。 文字と加えたい放射性物度の放出のお子、 PS - 2: その損傷又は放催により発生する事象によって、 があり、敷地外への強しい放射性物度の放出のお子、 PS - 2: その損傷又は放催により発生する事象によって、 すおそれはないが、敷地外への強度の放射性物度の放出のお子、 PS - 3: (1)異常状態の定因事業となるものであって早 及び機器、(1)互子に満掛け収約性物度濃度を補 増増約、系統及び機器 MS - 1: (1)異常状態分素能及び機器、 新会の増増加、素統及び機器の損益、 MS - 2: (1) PS - 2の構築、系統及び機器の損益、 新会の定体の第一の構築、系統及び機器の損益、 MS - 2: (1) PS - 2の構築、系統及び機器の損益、 新会の定体の発生の主要となるものであって 及び機器、(1)安全上端で、 MS - 2: (1) 運転時の異常な準拠数と同等以上の新会・ 新会の運動でなたがあっても部S - 新会の管備を発生のため、 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化があっても部S - 新会の定着金とすることでするようにする情報物、 新会の定め差のの強定、 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化があっても 新会の定着金とならいため、 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化があっても 新会のでもの方のっても、 アムの考定であっても MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化があっても 新会のでもののっても 第二は一く増売物、 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢であっても MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢変化 MS - 4: (1) 要なしたるとを認定 MS - 3: (1) 運転時の異常な進齢度化 MS - 4: (1) 要なしたるとな	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2:高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。
また、「研発伊の重要度分類の考え方」では、「高田力使」が「10 B」の熱田力を下回る(Gook:E装建される核分裂性成数の量が、 から、「発電用軽水型原子炉施設の安全撮影の重要度分類に出すごう。)もあ考にするものとする。 安全場態の重要度分類に当たる。 安全場態の重要度分類に当たる。 安全場態の重要度分類に当たる。 安全場態の重要度分類に当たる。 アトロードの考え方」も参考にするものとする。 安全場節の重要度分類に当たる。 アトロードの場合であったり、PS及びMSに係る各クラスの 方」に基づき、以下とする。 PSー1: その増傷又は故隠により発生する半袋によって) があり、敷焼外への選びの数量生なる事象によって) アトロード、その増傷又は故隠により発生する事象によって) アトロード、その増傷又は故隠により発生する事象によって) 生またはないが、敷焼外への過度の放射性物質の効 場響 <u>PS-3: (i) 異常実能の数量素となるものであってP 反び機器((i) 原子分却材中放射性物質温度を通 増定が、系統反び機器 MS-1: (i) 異常実施の起気を通してる。 「ジスの機器、(i) 原子会も対すの気体で考察して、 MS-2: (i) PS-2の構築が、 柔板及び機器の損傷 対応の影響な差なない考察しい考察してもあってもMS- </u>	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。	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~
 □ の親出力を下回る(伊心に蓄積される核分裂生成物の量が、 から、「発電用軽水型原子が施設の安全機能の重要度分類に買けて う。) も参考にするものとする。ときらに、「常電」がすトリウム治量 増強にの支を住む約組の考え」」も参考にするものとする。 安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの 方」に基づき、以下とする。 PS=1: その損傷又は故院により発生する事象によって、 があり、敷地外への着しい放射性物質の放出のお行。 PS=2: その損傷又は故院により発生する事象によって、 すおそれはないが、敏速外への適度の放射性物質の 機器 PS=3: (i) 異常状態の契因事象となるちのであってP 及び強器、(i) 原子が治力対中広射性物質濃度を通 増塩物、系統及び機器 MS=1: (i) 異常状態発生時に、敷地周辺会楽への適度 総及び機器、(i) 安全上が加速会への適度 総及び機器、(i) 安全上が加速会への適度 総及び機器、(i) 安全上が加速会への適度 総なび機器、(i) 安全上が加速会への適度 総及び機器、(i) 安全上が加速会への適度 (i) PS=2の使業物、系統及び機器の(ii) 安全上特に MS=3: (i) 運転時の異常な過渡変にがあってもMS= <u>街する標準物、系統及び機器</u>(ii) 安全上特に MS=3: (i) 運転時の異常な過渡変にがあってもMS= <u>街する標準物、系統及び機器</u>(ii) 異常状態へのか クラス1の分類にあっては、PSについて、使わに苦切される 分類の考え方」の「商出力好」の提定まりも多いことを考慮し、(i) 全機能の重要度を判断する。MSについては、ブラントの特徴を 		また、「研究炉の重要度分類の考え方」では、「高出力炉」が「10
から、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する う、) も参考にするものとする。さらに、「常膳」がナトリウム倍動 増殖の安全性の評価の考え方」も参考にするものとする。 安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの 方」に広づき、以下とする。 PS-1: その損傷又は故障により発生する事象によって? があり、敷地外への著しい放射性物質の放出のお子 PS-2: その損傷又は故障により発生する事象によって? すおそれはないが、敷地外への著しい放射性物質の放出のお子 PS-2: その損傷又は故障により発生する事象によって? すおそれはないが、敷地外への満足の放射性物質の 機器 PS-3: (1) 異常状態のを因事象となるものであってP 及び機器、(1) 原子使冷却材中放射性物質濃度を通 増塩物、系統及び機器 個5 今日との刻なその他の体発効、第 MS-1: (1) 異常状態を中に、敷地所辺公表への過度 感認 MS-1: (1) 異常状態のを回り換せの物理(物質濃度を通 増塩の影響を主分小さくするようにする構築物、系統及び機器、(1) 安全上特に MS-2: (1) FS-2の構築物、系統及び機器、(1) 要全上特に MS-3: MS-3: (1) 運転車のの異なる通識変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(1) 異常状態のの クラス1の分類にあっては、PSとついて、炉心に差徴かられるい 2 グ類の考え方」の「高出が」の想定よりも多いことを考慮し、(全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの物徴な 2		<u>陽」の熱出力を下回る(炉心に蓄積される核分裂生成物の量が、</u>
 う.) も参考にするものとする。さらに、「常陽」がナトリウム治費 増殖切の安全性の経価の考え方」も参考にするものとする。 安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの 方」に基づき、以下とする。 PSー1: その損傷又は故障により発生する事象によって があり、敷地外への差しい放射性物質の放出のおそ。 PSー2: その損傷又は故障により発生する事象によって すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の 機器 PSー3: (i) 異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(i) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 緒髪が、系統及び機器 MSー1: (i) 見常状態発生時に、敷地内辺公衆への過度 MSー2: (i) PSー2の捕薬物、系統及び機器の MSー2: (i) PSー2の捕薬物、系統及び機器の MSー2: (i) PSー2の構築物、系統及び機器の MSー2: (i) PSー2の構築物、系統及び機器の MSー3: (i) 運転時の異常な過渡後化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii) 房常状態への数 クラス10分類にあっては、PSについて、使心に装置される場合の 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの物徴を引 		から、「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する
増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にするものとする。 安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの 方」に基づき、以下とする。 PS-1: その相傷又は故障により発生する事象によって があり、敷地外への著しい放射性物質の放出のお子。 PS-2: その相傷又は故障により発生する事象によって、 すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の 機器 PS-3: (1) 異常状態の起因事象となるものであってP 皮の機器(1) 原子が活動中放射性物質表度を通 機器物、系統及び機器 通知の名の地域を認知の定めないためであってP 及び機器(1) 原子が高却中放射性物質表定を通 施設の機器 (1) 見常状態の起因事象となるものであってP 及び機器(1) 原子が高却中放射性物質表定を通 施設の機器 (1) 見常状態の起因事象となるものであってP 及び機器 (1) 見常状態の起因事象となるものであってP 人名の機器 (1) 見常状態の起因事象となるものであってP 人の機器 (1) 原子が高地中放射性物質表定を通 構築物、系統及び機器 (1) 見常状態の起因学家となるものであってP 人の機器 (1) 原子が高地中放射性物質 MS-1: (1) 見常状態の全地やの参したのであってき、 MS-2: (1) りを全上がて MS-3: (1) 三部時の風密な通識変化があってもMS - 和さ構築物、系統及び機器 (1) 奥常状態への当 クジョンの分類であっては、PSについて、がらな上やに (1) 奥常状態への当 クジェアンの考え方:の「高出し炉」の想定よりも多いことを考慮し、 (2) 空ントの特徴とり ク戦能の考え方:の「高出し炉」の想定よりも多いことを考慮し、 (2) 空いたしを考慮し、 ク戦の考え方:の「高出した		う。)も参考にするものとする。さらに、「常陽」がナトリウム冷却
安全機能の重要度分類に当たり、P S 及びM Sに係る各クラスの 方」に基づき、以下とする。 P S = 1 : その損傷又は故陰により発生する事象によって? があり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそ? P S = 2 : その損傷又は故陰により発生する事象によって? すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の 機器 P S = 3 : (i) 異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器(i) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 博策物、系鉱及び機器 MS = 1 : (i) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 <u>厳</u> 及び機器(ii) 安全上必須なその他の構築物、系 MS = 2 : (i) P S = 2の構築物、系紙及び機器の組合調要後、 MS = 2 : (i) P S = 2の構築物、系紙及び機器(ii) 安全上や注 MS = 2 : (i) P S = 2の構築物、系紙及び機器(ii) 安全上特に MS = 2 : (i) 運転時の異常な過渡支化があってもMS = 和生る構築物、系紙及び機器(ii) 安全上特に MS = 3 : (i) 運転時の異常な過渡支化があってもMS = 和生る構築物、系紙及び機器(ii) 安全上物に MS = 3 : (i) 運転時の異常な過渡支化があってもMS = 和生る構築物、系紙及び機器(ii) 安全に参加でもかってもMS = 和生る構築への変 クラス 1 の分類にあっては、P S について、炉心に書積される終 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、(fi)		増殖炉の安全性の評価の考え方」も参考にするものとする。
方」に基づき、以下とする。 PS-1: その損傷又は故障により発生する事象によって があり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそ; PS-2: その損傷又は故障により発生する事象によって、 すおそれはないが、敷地外への濁度の放射性物質の 進器 PS-3: (i)異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(i)原子炉沿却材中放射性物質濃度を通 構築物、系統及び機器 MS-1: (i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器、(ii) 安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷 教総の影響を十分小さくするようにする構築物、系 特に重要な構築物、系統及び機器、(ii) 安全上特に MS-3: (i) 運転時の異常な過渡変化があってもMS- 石を基準物、系統及び機器、(ii) 異常状態への女 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される結 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		安全機能の重要度分類に当たり、PS及びMSに係る各クラスの
PS-1: その損傷又は故障により発生する事象によって) があり、敷地外への着しい放射性物質の放出のおえる PS-2: その損傷又は故障により発生する事象によって、 生おそれはないが、敷地外への適度の放射性物質の 携盤 PS-3: (i) 異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(i) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 槽築物、系統及び機器、(ii) 安全市冷却材中放射性物質濃度を通 横築物、系統及び機器、(ii) 安全上を須なその他の構築物、系 MS-1: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系 新 竹谷三 要な構築物、系統及び機器、(ii) 安全上特に MS-3: (i) 運営な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii) 安全上特に 外方の構築物、系統及び機器、(ii) 要常状態への数 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積されるれ 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、(全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を 2		方」に基づき、以下とする。
があり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそさ PS-2: その損傷又は故障により発生する事象によって、 すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の 機器 PS-3: (i) 異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(ii) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 構築物、系統及び機器 MS-1: (i) 異常状態を生時に、敷地周辺公衆への適度 銃及び機器 (ii) 安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系 新 特に重要な構築物、系統及び機器、(ii) 安全上幹に MS-3: MS-3: (i) 運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii) 異常状態への次 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される相 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、(# 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を打ちない。		<u>PS-1:</u> その損傷又は故障により発生する事象によって
PS-2: その損傷又は故障により発生する事象によって、 すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質のご 機器 PS-3: (i)異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(ii)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 構築物、系統及び機器 MS-1: (i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器、(ii)安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 特に重要な構築物、系統及び機器、(ii)安全上特に MS-3: (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への数 クジス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される橋 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		があり、敷地外への著しい放射性物質の放出のおそれ
<u>すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の</u> <u>機器</u> PS-3: (i)異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(ii)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 構築物、系統及び機器 MS-1: (i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器(ii)安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 <u>時に重要な構築物、系統及び機器、(ii)</u> 安全上特に MS-3: (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への数 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される結 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を出		<u>PS-2:</u> その損傷又は故障により発生する事象によって、
機器 PS-3: (i) 異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器(i) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 構築物、系統及び機器 MS-1: (i) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器(ii) 安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 特に重要な構築物、系統及び機器(iii) 安全上特に MS-3: (i) 運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器,(ii) 異常状態への数 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される権 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		<u>すおそれはないが、敷地外への過度の放射性物質の</u>
PS-3: (i) 異常状態の起因事象となるものであってP 及び機器、(ii) 原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 携築物、系統及び機器 MS-1: (i) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 施及び機器、(ii) 安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統及び機器の損傷。 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、(ii) 安全上特に MS-3: (i) 運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii) 異常状態への数 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される権 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を 1		機器
及び機器、(ii)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通 構築物、系統及び機器 MS-1: (i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器、(ii)安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: MS-2: (i)PS-2の構築物、系統及び機器のU機器のU機器のU機器のU機器のU機器のU機器のU機器のU機器のU機器のU		<u> PS-3: (i) 異常状態の起因事象となるものであって P</u>
構築物、系統及び機器 MS-1: (i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器、(ii)安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i)PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 特に重要な構築物、系統及び機器、(iii)安全上特に MS-3: (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への数 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される格 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、係 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		及び機器、(ii)原子炉冷却材中放射性物質濃度を通
MS-1: (i) 異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度 統及び機器、(ii) 安全上必須なその他の構築物、系 MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷。 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 特に重要な構築物、系統及び機器、(iii) 安全上特に MS-3: (i) 和する構築物、系統及び機器、(iii) 安全上特に クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される構 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、係 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		構築物、系統及び機器
<u>統及び機器、(ii) 安全上必須なその他の構築物、系</u> <u>MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷</u> <u>射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統</u> <u>特に重要な構築物、系統及び機器、(iii) 安全上特に</u> <u>MS-3: (i) 運転時の異常な過渡変化があってもMS-</u> <u>和する構築物、系統及び機器、(ii) 異常状態への変</u> <u>クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される相 <u>分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 <u>全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を </u></u></u>		<u>MS-1:</u> (i)異常状態発生時に、敷地周辺公衆への過度
MS-2: (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷 射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 特に重要な構築物、系統及び機器、(iii) 安全上特に MS-3: (i) 運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii) 異常状態への対 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される相 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		統及び機器、(ii)安全上必須なその他の構築物、系
射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統 特に重要な構築物、系統及び機器、(iii)安全上特に MS-3: (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への素 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される格 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		<u>MS-2</u> : (i) PS-2の構築物、系統及び機器の損傷
特に重要な構築物、系統及び機器、(iii)安全上特に MS-3: (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への支 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される格 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		射線の影響を十分小さくするようにする構築物、系統
MS-3: (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS- 和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への対 クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される格 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を見		特に重要な構築物、系統及び機器、(iii)安全上特に
<u>和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への来 </u> <u>クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される核 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を </u>		<u>MS-3:</u> (i)運転時の異常な過渡変化があってもMS-
クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される権 分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		和する構築物、系統及び機器、(ii)異常状態への素
<u>分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保</u> 全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		<u>クラス1の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される</u> 権
全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を		分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保
		全機能の重要度を判断する。MSについては、プラントの特徴を

等の位置、構造及び設備の基準に関す に、原子炉施設の特徴を踏まえて、以 が確保されるように設計することを基 祭には、「高出力炉」を対象とする。 な つ、維持すること。 つ、維持すること。 DMW 以上/50MW 以下」と定義され、「常 「高出力炉」の想定よりも多い。)こと <u> 審査指針」(以下「発電炉指針」とい</u> 四回高速炉であることを踏まえ、「高速 の定義は、「研究炉の重要度分類の考え 燃料の多量の破損を引き起こすおそれ れのある構築物、系統及び機器 <u>
燃料の多量の破損を直ちに引き起こ</u> 放出のおそれのある構築物、系統及び <u>S-1、PS-2以外の構築物、系統</u> 常運転に支障のない程度に低く抑える の放射線の影響を防止する構築物、系 統及び機器 又は故障が及ぼす敷地周辺公衆への放 統及び機器、(ii)異常状態への対応上 重要なその他の構築物、系統及び機器 -1、MS-2とあいまって、事象を緩 応上必要な構築物、系統及び機器 亥分裂生成物の量が、「研究炉の重要度 呆守的に、<u>「発電炉指針」に倣って、安</u> 踏まえ、異常状態発生時に原子炉を緊

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	急に停止し、残留熱を除去し、敷地周辺公衆への過度の放射線の景
	要度を判断する。敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する
	周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく
	る安全機能を放射性物質の放散に対する障壁とし、これらをMS-
	い放射線被ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水浴
	価に関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量の
	なければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度な
	線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さ
	<u>ものである。</u>
	<u>クラス2の分類にあっては、PSについて、炉心に蓄積される核</u>
	<u>分類の考え方」の「高出力炉」の想定よりも多いことを考慮し、保</u>
	全機能の重要度を判断する。MSについては、PS−2の機能喪失
	いて、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
	運転時の異常な過渡変化にあっては、MS-1に分類した「原子
	「原子炉停止後の除熱機能」、「原子炉停止系への作動信号の発生機
	により、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転
	る。設計基準事故のうち、「炉心内の反応度の増大に至る事故」及び
	<u>にあっても、「原子炉の緊急停止及び未臨界維持機能」、「原子炉停」</u>
	作動信号の発生機能」、「安全上特に重要な関連機能」により、炉心
	事象が収束される。
	設計基準事故のうち、放射性物質の放散を想定する「1次冷却を
	<u>えい事故」、「気体廃棄物処理設備破損事故」及び「燃料取替取扱事</u>
	た「放射性物質の閉じ込め機能」及び「工学的安全施設への作動信
	類した「放射線の遮蔽及び放出低減機能」及び「燃料プール水の係
	て著しい放射線被ばくのリスクを与えることなく、事象が収束され
	を十分小さくすることを含む。)。
	<u>クラス3の分類にあっては、PSについて、PS-1、PS-2</u>
	<u>のなどをPS-3とする。MSについては、安全評価において、そ</u>
	事象を緩和するために使用できる機能等をMS-3とする。
	具体的な適用に当たっては、原則として、以下に定めるところに
	(1)安全機能を直接果たす安全施設(以下「当該系」という。)
	は間接に必要とする安全施設(以下「関連系」という。)の筆
	ころによるものとする。
	(i)当該系の機能遂行に直接必要となる関連系は、当該
	<u>なす。</u>
	(ii) 当該系の機能遂行に直接必要はないが、その信頼性
	な関連系は、当該系より下位の重要度を有するもの。
	であるときは、関連系はクラス3とみなす。
	(2) 一つの安全施設が、二つ以上の安全機能を有するときは、

影響を防止する観点で、安全機能の重 る観点では、設計基準事故において、 く、事象を収束させるために必要とな -1とする。「周辺の公衆に対して著し に冷却型試験研究用原子炉施設の安全評 の評価値が発生事故当たり 5mSv を超え てが極めて小さい事故に対しては、実効 さいと判断できる。」との考え方による

<u>核分裂生成物の量が、「研究炉の重要度</u> 保守的に、「発電炉指針」に倣って、安 <u>失を起因事象とする設計基準事故にお</u> る機能をMS-2とする。

子炉の緊急停止及び未臨界維持機能」、 機能」、「安全上特に重要な関連機能」 転に復帰できる状態で事象が収束され 及び「炉心冷却能力の低下に至る事故」 し後の除熱機能」、「原子炉停止系への ひは溶融や著しい損傷に至ることなく、

|材漏えい事故」、「1次アルゴンガス漏 |事故」にあっては、MS-1に分類し 信号の発生機能」、並びにMS-2に分 |保持機能」により、周辺の公衆に対し れる(敷地周辺公衆への放射線の影響

2以外の異常状態の起因事象となるも その機能には期待していないものの、

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	設計上の要求を満足させるものとする。
	(3)安全施設は、これら二つ以上のものの間において、又は安全機能を有しないものとの間におい
	<u>て、その一方の運転又は故障等により、同位ないし上位の重要度を有する他方に期待される安全</u>
	機能が阻害され、もって原子炉施設の安全が損なわれることのないように、機能的隔離及び物理
	的分離を適切に考慮する。
	(4) 重要度の異なる安全施設を接続するときは、下位の重要度のものに上位の重要度のものと同等
	<u>の設計上の要求を課すか、又は上位の重要度のものと同等の隔離装置等によって、下位の重要度</u>
	<u>のものの故障等により上位の重要度のものの安全機能が損なわれないように、適切な機能的隔離</u>
	が行われるよう考慮する。
安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一政	安全施設のうち、安全機能の重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故
障及の外部電源が利用できない場合においても機能できるよう、多里性又は多様性及び独立性を確保し、	障及の外部電源が利用でさない場合においても機能でさるよう、多重性又は多様性及の独立性を確保し、
女生機能を確保するように設計する。なわ、「女生機能の里安度か特に高い女生機能を有するもの」は、	女主機能を確保するように設計する。なわ、「女主機能の里要度か符に高い女主機能を有するもの」は、
「研究炉の重要度分類の考え力」を参考に、その機能、構造及い動作原理を考慮し、以下に属する施設	「研究炉の重要度分類の考え力」を参考に、ての機能、構造及い動作原理を考慮し、以下に属する施設
より選足するものとする。	より速化するものとする。
(1) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要と	(1) MS-1のうち、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合に動的機能を必要と

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後	
する構築物、系統及び機器	器		
	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
	原子炉の緊急停止	<u>①</u> 制御棒	
	及び未臨界維持機能	②制御棒駆動系	
		1) 駆動機構	
		<u>③後備炉停止前仰降</u> ④後備乍停止制御 爆取動系	
		1) 駆動機構	
		<u>2)上部案内管</u>	
	<u>1 次冷却材漏えい量</u>	①1次補助冷却系	①関連するプロセス
	の低減機能	<u>1) サイフォンブレーク止弁</u>	<u>計装(ナトリウム漏</u>
		<u>②1次予熱窒素ガス系</u>	<u>えい検出器)</u>
	百乙烷值止後		
	の除執機能	<u> し 1 次主作却未</u> 1) 1 次主循環ポンプポニーチータ	
	放射性物質	①格納容器バウンダリに属する弁	
	の閉じ込め機能		
	工学的安全施設	①原子炉保護系 (スクラム)	 ①関連する核計装
	及び原子炉停止系への	②原子炉保護系(アイソレーション)	②関連するプロセス
	作動信号の発生機能	①北党田ゴノ ビル電酒ズ (MC 1	<u>計装</u> ① 即演ナス 対機
	<u>女王上符に里安な</u> 関連機能		<u> し 関 連 9 0 m 機 行 功 </u> 設 備
	风建饭柜	②交流無停電電源系(MS-1に関連)	
		ナフナの	
		9 S UV)	
		<u>9 つ 6 0)</u> ③直流無停電電源系(MS-1に関連	
		<u>9 ~ 5 6 0)</u> ③直流無停電電源系(MS-1に関連 <u>するもの)</u>	
(2) MS-2のうた。毘賞坐能発生時に、国辺の公衆に温度の故財線独任くたちうることを防止		<u>9 ~ 5 6 0)</u> ③直流無停電電源系(MS-1に関連 <u>するもの)</u>	
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め操能を思たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 	<u> </u>	線被ばくを与えること
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の 	⁹	線被ばくを与えること すべき構築物、系統及
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の 機能 	<u>9 3 6 000</u> ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 構築物、系統又は機器	☆ 線被ばくを与えること
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の <u>機能</u> <u>放射線の遮蔽</u> <u>取び物出低速</u>機能 	⁹ - 3 - 60) ³ 直流無停電電源系(MS-1に関連 す るもの) ³ するもの) ³ 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た <u>構築物、系統又は機器 ¹ アニュラス部排気系 ¹ アニュラス部 ¹ アニュラス ¹ アニュ</u>	線被ばくを与えること
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS – 2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た (1) アニュラス部排気系(アニュラス部 度用排気フィルタを除く)	□線被ばくを与えること こすべき構築物、系統及 <u>特記すべき関連系</u> <u>部</u>
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の <u>機能</u> <u>放射線の遮蔽</u> <u>及び放出低減機能</u> 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 横築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス部 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置	⁺ 線被ばくを与えること エすべき構築物、系統及 <u>特記すべき関連系</u> <u>部</u>
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 横築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス部 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部	線被ばくを与えること コベき構築物、系統及 <u>特記すべき関連系</u> 部
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 の把握機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 横築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス普 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部	 線被ばくを与えること すべき構築物、系統及 株記すべき関連系 部
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の <u>機能</u> <u>放射線の遮蔽</u> 及び放出低減機能 <u>事故時のプラント状態</u> <u>の把握機能</u> <u>安全上重要な関連機能</u> 	9 3 6 00) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 横築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系 (アニュラス部排気系) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に原	線被ばくを与えること <u>た</u> すべき構築物、系統及 <u>特記すべき関連系</u> 部 <u>禹</u>
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 の把握機能 安全上重要な関連機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 構築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス音 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属 するものを除く。) ②赤法無信需需要項系(MS-1)に属	線被ばくを与えること エすべき構築物、系統及 <u>特記すべき関連系</u> 部 <u>禹</u>
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS-2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 の把握機能 安全上重要な関連機能 	9 ○ 5 00) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 構築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス普 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属 するものを除く。) ②交流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。)	線被ばくを与えること こすべき構築物、系統及 特記すべき関連系 部 国 国
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS – 2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 の把握機能 安全上重要な関連機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 構築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス部 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。)	A線被ばくを与えること エすべき構築物、系統及 <u>特記すべき関連系</u> 部 <u>禹</u> も
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS – 2のうち、異 するために、異常状態の <u>機能</u> <u>放射線の遮蔽</u> <u>及び放出低減機能</u> 事故時のプラント状態 <u>の把握機能</u> 安全上重要な関連機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 横築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス普 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。)	線被ばくを与えること 上 生 生 単記すべき関連系 部 国 5 5
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS – 2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 の把握機能 安全上重要な関連機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 構築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス普 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。)	線被ばくを与えること エすべき構築物、系統及 特記すべき関連系 部
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS – 2のうち、異 するために、異常状態の <u>機能</u> <u>放射線の遮蔽</u> <u>及び放出低減機能</u> 事故時のプラント状態 <u>の把握機能</u> 安全上重要な関連機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 横築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス普 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。)	線被ばくを与えること こすべき構築物、系統及 特記すべき関連系 部 高 も
(2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器	 (2) MS – 2のうち、異 するために、異常状態の 機能 放射線の遮蔽 及び放出低減機能 事故時のプラント状態 の把握機能 安全上重要な関連機能 	9 3 6 0) ③直流無停電電源系(MS-1に関連 するもの) 常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射 緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果た 構築物、系統又は機器 ①アニュラス部排気系 1)アニュラス部排気系(アニュラス音 常用排気フィルタを除く。) ②非常用ガス処理装置 ①事故時監視計器の一部 ①非常用ディーゼル電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。) ③直流無停電電源系(MS-1に属する のを除く。)	線被ばくを与えること <u>すべき構築物、系統及</u> <u>特記すべき関連系</u> 部 <u>禹</u> <u>も</u>

<u>また、上記の重要安全施設について、短期間と長期間の動的機器、長期間の静的機器に区分し、単一</u>
変更前(2021.12.2 付補正)				変更後	发			
	故障を想定した場合の安全機能を達成するための設計方針は以下とする。							
			<u>動的機器</u> (使命時間短期 ^{**1})		<u>動的機器</u> (使命時間長期 ^{※1)}		<u>静的機器</u> (使命時間長期 ^{※1})	
	<u>分類</u>	機能	<u>多重化</u> 又は多様化	単一設計	<u>多重化</u> 又は多様化	<u>単一設計</u>	<u>多重化</u> 又は多様化	単一設計
	MS	原子炉の緊急停止機能	<u>0</u>	=		=		
	<u>-1</u>	未臨界維持機能	<u>○</u> <u>*未臨界</u> <u>移行</u>	=	=	=	<u>〇</u> <u>*未臨界</u> <u>維持</u>	_
		<u>1次冷却材漏えい量</u> の低減機能(上段・1次補)	<u>O</u>	=		=	=	
		500000000000000000000000000000000000	=	<u>○</u> 運転時 「閉」	=	=	=	○ <u>隔離弁</u> <u>による</u> 代替可等
		原子炉停止後の除熱機能	<u>0</u>	<u> </u>	<u>0</u>	=		
		<u>放射性物質の閉じ込め機能</u> 工学的安全施設	<u>O</u>			=	<u>0</u>	
		<u> 五丁昭気工施設</u> <u> 及び原子炉停止系への</u> 作動信号の発生機能	<u>O</u>	=	=	=	=	=
		安全上特に重要な関連機能	<u>0</u>		<u>O</u>	=		
	$\frac{MS}{-2}$	<u>放射線の遮蔽</u> 及び放出低減機能	<u>O</u>	=	=	=	=	_ <u>○*2</u> 修復可
		<u>事故時の</u> プラント状態の把握機能	<u>O</u>	=	<u>O</u>	=	=	=
		安全上重要な関連機能	<u>O</u>	_	<u>O</u>	=	=	=
	<u> </u>	: 使命時間が 24 時間	以内の安全根	幾能を「使命	;時間短期」、	24 時間超の	安全機能を	「使命時間長
		期」とした。						
	<u>₩</u> 2	: アニュラス部排気設	備は、事象	発生前から重	h作しており、	かつ、事象	発生後も引き	続き動作す
	<u>-</u>	るものであり、また、そ	の構造・運転	伝条件等から	、静的機器で	ごあるダクト:	が故障するこ	とは考えに
	_	くいが、当該ダクトが故	障したとし	ても、補修ラ	ープ等によ	の、想定され	る最も過酷な	<u> 条件下にお</u>
	1	いて、その故障を安全上	支障のない	期間に確実に	に修復できる。	,当該修復作	業にあってに	は、必要に応
	_	じて、空気呼吸器を着用	するものと	し、放射線防	護上の措置	を講じること	で、作業員の)被ばく低減
	<u>.</u>	に努める。						
		アニュラス部排気設備	前の弁及び排	風機並びに	非常用ガス奴	理装置は多	重化している	が、アニュ
		ラス部排気設備の静的機	器であるダ	クトの一部に	<u> は単一設計と</u>	する。単一設	計箇所につい	いて、確実に
	1	修復可能であることから	、その単一	故障は仮定し	<u>_ない。なお、</u>	単一設計箇	所であるダク	・ トの一部が
		事故の発生と同時に故障	章したと仮定	しても、設	計基準事故の	判断基準でる	ある周辺公衆	こう そうちょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう し
	2	<u> 量5 mSv を下回る。</u>						
3 について	3 12	ついて						
■ 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、その機能が期待されている安	通常	運転時、運転時の異常な	な過渡変化時	身及び設計基	準事故時にお	ういて、その	幾能が期待さ	れている安
全施設は、設計基準事故時及び設計基準事故に至るまでの間に想定される全ての環境条件において、そ	全施設	は、設計基準事故時及び	『設計基準事	故に至るま	での間に想定	される全ての	D環境条件 <u>(</u>	圧力、温度、
の機能を発揮することができるように設計する。	中性子	照射量等)において、そ	その機能を発	≜揮すること	ができるよう	うに設計する。	主要な環境	意条件の想定
	を以下	に示す。						
	<	温度>						
		· 原子炉容器/主中間	『熱交換器/	1次主冷却	系ホットレク	"配管:550℃		
		 1次主循環ポンプ/ 	/1次主冷去	系コールド	レグ配管	: 450°C	-	
	1						-	

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
	 ・ 主冷却器/2次主冷却系ホットレグ配管 :520℃ 		
	 ・ 2次主循環ポンプ/2次主冷却系コールドレグ配管 : 400℃ 		
	· 制御棒駆動系/後備炉停止制御棒駆動系:65℃(駆動部)		
	<u>130°C∕550°C</u>		
	(上部案内管回転プラグ上面エリア/下面エリア)		
	<u>650℃(ラッチ機構)</u>		
	<u>500°C∕550°C∕650°C</u>		
	(下部案内管下部/中部/上部)		
	· 原子炉格納容器(鋼壁温度) :最高 150℃/最低-15℃		
	 ・ 燃料交換機/燃料出入機/トランスファロータ:275℃/275℃/150℃ 		
	<u><圧力></u>		
	• 原子炉容器 : 7.2kg/cm ² [gage](約0.706MPa[gage])		
	• 主中間熱交換器 : 管側 5.0kg/cm ² [gage](約 0.49MPa[gage])		
	<u>胴側 1.0kg/cm²[gage](約0.098MPa[gage])</u>		
	 1 次主循環ポンプ : 7.0kg/cm²[gage](約 0.686MPa[gage]) 		
	• 主冷却器 : 3.0kg/cm ² [gage](約 0.294MPa[gage])		
	 ・ 2次主循環ポンプ : 5.0kg/cm²[gage](約 0.49MPa[gage]) 		
	 ・ 原子炉格納容器 :内圧 1.35kg/cm²[gage](約 0.13MPa[gage]) 		
	<u>外圧 0.05kg/cm²[gage](約 0.0049MPa[gage])</u>		
	• 燃料交換機 :内圧 1.0kg/cm ² [gage](約0.098MPa[gage])		
	<u>外圧 1.0kg/cm²[gage](約 0.098MPa[gage])</u>		
	• 燃料出入機 : 内圧 0.5kg/cm ² [gage](約0.049MPa[gage])		
	<u>外圧 1.0kg/cm² [gage](約 0.098MPa[gage])</u>		
	<u>・ トランスファロータ :内圧 1.35kg/cm²[gage](約0.13MPa[gage])</u>		
	<u>外圧 0.05kg/cm²[gage](約 0.0049MPa[gage])</u>		
	<u><中性子照射量></u>		
	 ・ 原子炉容器:1×10²⁰n/cm² (E>1MeV) 		
4 について			
安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応し、週切な方法により、	り、安全施設は、その健全性及び能力を確認するため、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により		
原于炉の運転中又は停止中に試験又は検査かでさるように設計する。なね、原子炉の運転中に侍機状態	態 原子炉の連転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。なお、原子炉の運転中に待機状態		
にめる女生施設(運転中の試験又は検査によう(原子炉の運転に入さな影響を及ばり場合を除く。)につ	つし、このる女主施設(連転中の試験)とは便省によって原子炉の運転に大きな影響を及ばす場合を除く。)については、定ち中に定期的に診験力はやすができてきのします。また、夏季時間方は食どはきば、たちない。		
いては、運転中に圧動的に試験又は使宜かできるものとする。よに、多重性又は多様性を加えた未成及び推測になってけ、タムが独立して診験又は検索ができるすのとする。さして、運転内にわける安全保	くしいしは、連転中に正明的に訊映又は便宜かでさるものとする。また、多重性又は多様性を備えた糸縦が コーズ##明にちょうけータムボMind テキキションや本ボマキスキのトナスーキとに、デギー内にいたスウム#		
い機器にめっては、谷々が独立して試験又は便宜ができるものとする。さらに、運転中にわける女主体	× い () () () () () () () () () () () () ()		
渡回路の機能確認い歌にのうては、ての実施中にわいても、ての機能日体が維持されていると向時に、 直てに信止て法策のてい面も動作が発生しないとらに記書する	渡回路の機能確認試験にのうては、ての美心中にわいても、ての機能日本が維持されていると同時に、 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 て 「 「 「 て 」 「 「 て 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 「 」 」 、 」 、 「 」 、 」 、 、 「 」 」 、 」 、 」 、 」 、		
小」が停止ボル寺の小心安な動作が光生しないように取引する。	你」が停止不凡寺の小心安な新正が光生しないよりに取引りる。 夫用光电用原丁炉及びての附属施設の 佐罟 構造乃び設備の其進に関する相則の敏和」な参考に 好色しした空色拡張しこれとの空色振振		
	<u>12回、冊坦及い取開の産生に医りる規則の時候」を参与に、対象とした女主施設とこれらの女生施設に</u> おける試験又は絵本の古法英を出下に示す		

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
	機能	試験又は検査の方法等	
	<u>原子炉冷却材</u> バウンダリ機能	・ナトリウム漏えい検出器の作動がないことにより、原子炉冷却材バウンダリの 健全性を確認。	
	<u>(PS-1)</u>	 ・検査孔において、配管(内側)の外表面に損傷やナトリウム漏えいがないこと を検査(供用期間中検査)。 	
	<u>原子炉の緊急停止</u> 及び未臨界維持機能	・原子炉起動前にスクラム検査、作動検査、インターロック検査を実施。多重化 した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。	
	(MS-1)	 ・出力運転に先立ち、過剰反応度検査、反応度抑制効果検査、最大反応度付加率 検査、原子炉停止余裕検査を実施。 	
	<u>1次冷却材漏えい量</u> <u>の低減機能</u>	 ・原子炉起動前に弁の作動検査を実施。 ・原子炉起動前に、ナトリウム漏えい検出器について、検出回路の動作や検出器 	
	<u>(MS-1)</u> 原子炉停止後	の断線有無を確認。 ・原子炉起動前に1次主循環ポンプポニーモータの作動検査及び性能検査を実	
	<u>の</u> 除熱機能 (MS-1)	施。多重化した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。 ・原子炉起動前に主冷却機インレットベーン・ダンパの作動検査を実施。 ・原子炉や却材バウンダリ及び冷却材バウンダリの錬令性は、土トリウム漏さい	
	放射性物質		
	<u>の閉じ込め機能</u> <u>(MS-1)</u>	・定期的に、格納容器全体の漏えい率検査を実施。 ・隔離弁や貫通部について、漏えい検査を実施。多重化した系統及び機器にあっ	
	工学的安全施設	ては、各々が独立して試験又は検査が可能。 ・原子炉起動前に設定値確認検査及び作動検査を実施。多重化した系統及び機器	
	<u>及び原子炉停止系への</u> 作動信号の発生機能	<u>にあっては、各々が独立して試験又は検査が可能。</u> ・原子炉運転中にあっても、緊急遮断のための性能検査として、原子炉保護系の	
	<u>(MS-1)</u>	<u>勤作安条の設定値の確認を実施でさるよりに指値(1次主循環ホンクトリッ</u> <u>プ、2次主循環ポンプトリップ、外部電源喪失を除く。)。また、励磁回路の試</u> 験又は検査のため、信号バイパススイッチを設置。信号バイパススイッチは、	
		事故信号が発生した場合には、試験又は検査中にあっても、原子炉停止系への 作動信号が発生するように設計。	
	<u>安全上特に重要な</u> 関連機能	・原子炉起動前にディーゼル発電機の作動検査、蓄電池の作動検査及び外観検査 を実施。多重化した系統及び機器にあっては、各々が独立して試験又は検査が	
	<u>(MS-1)</u>	<u>り能。</u> ・原子炉の運転中において、ディーゼル発電機が2基共使用可能であることを1 回1日の短度で占給する	
	<u>原子炉冷却材</u> バウンダリに	・水冷却池及び貯蔵ラックの外観検査を実施。	
	<u>直接接続されていない</u> <u>ものであって、</u>		
	<u>放射性物質を</u> <u>貯蔵する機能のうち、</u> 使用液燃料貯蔵設備に関するたの		
	<u>(PS-2)</u> 燃料を安全に	・燃料取扱用キャスクカー及び燃料洗浄設備における冷却能力確認検査、回転プ	
	<u>取り扱う機能</u> (PS-2)	ラグや燃料交換機、燃料出入機等の作動検査を実施。	
	<u>燃料プール水</u> <u>の保持機能</u>	 ・水冷却池の外観検査を実施。 ・サイフォンブレーク止弁の作動検査を実施。 	
	<u>(MS-2)</u> <u>放射線の遮蔽</u> 及び放出低減準約	・アニュラス部排気系の圧力確認検査を実施。 ・非常用ガス処理装置の作動検査及び捕集効率検査を実施	
	<u>(MS-2)</u> <u>の一部</u>	25回7日ないた生衣車ックド動作用人の用未効干作用で大肥。	

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5 について	5 について
安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれがある構築物、系統及び機器に対して	安全施設は、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じるおそれ
離隔距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物が生じた場合にあっても、安全機能が	離隔距離又は障壁等を確保し、機器又は配管の損壊に伴う飛散物
損なわれないように配置する設計とする。	損なわれないように配置する設計とする。また、蒸気タービン、
	管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等に
	えることを、これらの機器の設計、製作、品質管理、運転管理に
	ただし、原子炉施設は、試験研究用等原子炉施設に該当し、素
	器、弁及び配管、大型回転機器、可燃性ガスを有しない。また、
	であるナトリウムの特性から原子炉冷却材バウンダリの圧力は低
	が発生する可能性は十分に小さい。
	上記のとおり、具体的に対象とする構築物、系統及び機器を有
6 について	6 について
安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないことを基本とする。安全施設を他の原子	安全施設は、他の原子炉施設等と共用又は相互に接続しないこ
炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。	炉施設等と共用又は相互に接続する場合にあっては、原子炉施設
なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する	なお、液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南地区)の
が、放射性液体廃棄物を受け入れ、処理するものであり、共用によって、原子炉施設の運転時の異常な	るが、放射性液体廃棄物を受け入れ、処理するものであり、共用
過渡変化時及び設計基準事故時において必要とされる安全機能が阻害されることはない。	な過渡変化時及び設計基準事故時において必要とされる安全機能
	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、放射
	<u>リングポスト)について、大洗研究所で共用するが、周辺監視</u>
	し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のた
	<u>するものであり、共用によって、原子炉施設の運転時の異常な過</u>
	必要とされる安全機能が阻害されることはない。
	緊急時対策上重要なもの及び異常状態の把握機能のうち、通信
	で共用するが、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた全ての
	<u>するという観点から行う事象の発生の連絡や避難指示等の必要な</u>
	設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連絡
	して使用するものであり、共用によって、原子炉施設の運転時の
	において必要とされる安全機能が阻害されることはない。

れがある構築物、系統及び機器に対して 物が生じた場合にあっても、安全機能が 、高圧ガス等を内蔵する容器、弁及び配 によって発生する飛散物については、二 る飛散物が発生する可能性を十分低く抑 において十分に考慮する。

蒸気タービン、高圧ガス等を内蔵する容 ナトリウム冷却型高速炉であり、冷却材 氐く、弁や配管の破損に起因して飛散物

有しない。

ことを基本とする。安全施設を他の原子 没の安全性を損なわないように設計する。 の核燃料物質使用施設等の一部と共用す 用によって、原子炉施設の運転時の異常 能が阻害されることはない。

対線管理施設の一部(屋外管理用モニタ 区域の境界付近における放射線量を監視 とめに必要な情報を取得して発信・共有 過渡変化時及び設計基準事故時において

言連絡設備の一部について、大洗研究所 の人に対し、過度の放射線被ばくを防止 な指示を行うための設備として、また、 絡をする必要がある場所との通信回線と の異常な過渡変化時及び設計基準事故時

変更前(2021.12.2 付補正) 変	
「法は書類」の以下の項目参照	(添付書類』の以下の項目参照
3. 原子炉本体	3. 原子炉本体
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設 5. 原子炉冷却系統施設	 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵が 5. 原子炉冷却系統施設
6. 計測制御系統施設 7. 放射性廃棄物の廃棄施設	 6. 計測制御系統施設 7. 放射性廃棄物の廃棄施設
8. 放射線管理施設	8. 放射線管理施設
9. 原子炉格納施設 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設	9. 原于炉格納施設 10. その他試験研究用等原子炉の附属



(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止) 第十三条 (省略)

適合のための設計方針

(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の拡大の防止) 第十三条 (変更なし)

適合のための設計方針

一及び二 について

原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設を通 常運転時の状態に移行できるように設計する。また、設計基準事故時において、炉心の著しい損傷が発 生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の設計基準事故 に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない設計とし、「核原 料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等の関係法令の要求を満足するとともに、「設置 許可基準規則」に適合する設計とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発 電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関 する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあっては、原子炉施 設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事 象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及 び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあっては、原子炉施設から放出される放射性 物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合に おける工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復 帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。<u>このことを判断す</u> <u>る基準は以下のとおりとする。</u>

また、設計基準事故にあっては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大 きくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主とし てMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に復 帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。 運転時の異常な過 渡変化として、想定した事象を以下に示す。

<u>(i)未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き</u>
(ii) 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
(ⅲ) 1 次冷却材流量增大
(iv) 1 次冷却材流量减少
(v)外部電源喪失
(vi) 2次冷却材流量增大
(vii) 2次冷却材流量減少
(viii)主冷却器空気流量の増大
(ix) 主冷却器空気流量の減少
また、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は
束される設計であることを判断する基準は以下のとおりと ⁻

変更後

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、「発 電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関 する審査指針」等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあっては、原子炉施 設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象について、これらの事 象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてMSに属する構築物、系統及 び機器の設計の妥当性を確認する。<u>想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって</u> 考慮することができるものは、MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。

> ↓通常運転に復帰できる状態で事象が収 する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。	(i)燃料被覆管は機械的に破損しないこと。
(ii) 冷却材は沸騰しないこと。	(ii) 冷却材は沸騰しないこと。
(iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。	(iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。
	想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴
	燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えるこ
	準を満足する。
(2)設計基準事故	(2)設計基準事故
想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象の	想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい
過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の放散	過程において他の異常状態の原因となるような 2 次的損傷
に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。 <u>このことを判断する基準は以</u>	に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければなら
<u>下のとおりとする。</u> なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」ことの	事象を以下に示す。
判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に示されて	<u>(i)</u> 燃料スランピング事故
いる「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」は小さいと	<u>(ii)1次主循環ポンプ軸固着事故</u>
判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評価値が上記の値	<u>(iii) 1 次冷却材漏えい事故</u>
をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方によるものとする。	(iv) 冷却材流路閉塞事故
	<u>(v) 2次主循環ポンプ軸固着事故</u>
	<u>(vi) 2 次冷却材漏えい事故</u>
	(vii) 主送風機風量瞬時低下事故
	(viii)燃料取替取扱事故
	(ix) 気体廃棄物処理設備破損事故
	(x) 1 次アルゴンガス漏えい事故
	また、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、7
	態の原因となるような 2 次的損傷が生じなく、さらに放射
	<u>当であることを判断する基準は以下のとおりとする。</u> なお、
	ばくのリスクを与えない」ことの判断については、「水冷却
	関する審査指針」解説に示されている「周辺公衆の実効線量
	えなければ「リスク」は小さいと判断する。なお、これは、
	は、実効線量の評価値が上記の値をある程度超えてもその
	の考え方によるものとする。
(i) 炉心は <u>大きな</u> 損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。	(i) 炉心は <u>著しい</u> 損傷に至ることなく、かつ、十分な
(ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。	(ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持され
(iii)周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。	(iii) 周辺の公衆に対し、著しい放射線被ばくのリスク
	想定した事象において、原子炉トリップ信号の作動に伴
	燃料、被覆管及び冷却材の各温度が熱設計基準値を超えるこ
	することはなく、炉心冷却能力が失われることはないため、
	また、設計基準事故では、「1次冷却材漏えい事故」を除
	あり、格納容器内の圧力が上昇することはなく、上記(ii)
	漏えい事故」において、漏えいナトリウムが、原子炉停止後
	雰囲気に置換した状態で二重壁外に漏えいし、燃焼した場合

≦う原子炉の自動停止等により、炉心の ことなく、上記(ⅰ)~(ⅲ)の判断基

い損傷のおそれがなく、かつ、事象の 高が生じなく、さらに放射性物質の放散 らない。<u>設計基準事故として、想定した</u>

<u>かつ、事象の過程において他の異常状</u> <u>付性物質の放散に対する障壁の設計が妥</u> 、「周辺の公衆に対して著しい放射線被 P型試験研究用原子炉施設の安全評価に 量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超 発生頻度が極めて小さい事故に対して 「リスク」は小さいと判断できる。」と

な冷却が可能であること。

れること。

クを与えないこと。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	力を超えない。また、格納容器内の最高温度が設計温度を超
	保たれるため、上記(ii)の判断基準を満足する。
	<u>さらに、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地</u>
	ある事象として想定した「1次冷却材漏えい事故」、「燃料取す
	損事故」、「1次アルゴンガス漏えい事故」について、実効線
	上記(iii)の判断基準を満足する。
	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析において
	<u>求される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに</u>
	に関して、機能別(原子炉停止、炉心冷却及び放射能閉じ込め
	を仮定することを基本とする。ただし、原子炉停止機能及びた
	物、系統及び機器の多重化、又は、事象発生前から発生後まで
	の考慮等により、単一故障を仮定しても所定の安全機能を達
	炉心冷却機能にあっては、「1 ループのポニーモータ引継き
	又は「事故ループの逆止弁の開固着」による炉心冷却機能の
	原子炉保護系に係る解析条件(原子炉トリップ設定値、原
	時間、検出器の応答遅れ)については、構成する機器の仕様」
	タに余裕を見込んで設定する。
添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故	添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故

えることはなく、格納容器の健全性は

也周辺への影響が大きくなる可能性の 皆取扱事故」、「気体廃棄物処理設備破 量を評価し、5mSvを下回ることから、

は、想定された事象に加え、作動を要 「属する構築物、系統及び機器の動作 め)に結果を最も厳しくする単一故障 <u> 放射能閉じ込め機能にあっては、構築</u> で継続して使用に供するとした設計上 成できるように設計する。

ぎ失敗」による炉心冷却機能の低下、 低下を単一故障として仮定する。

子炉保護系の応答時間、デラッチ遅れ 上の最大値を積み上げた値や実測デー

(安全保護回路)

第十八条 (省略)

適合のための設計方針

一及び二 計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態 を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超え ないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系(スクラム)及び原子 炉保護系(アイソレーション)から構成する。原子炉保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変 化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるよう に、原子炉保護系(アイソレーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動 させるように設計する。 (安全保護回路)

第十八条 (変更なし)

適合のための設計方針

ー及び二<u>について</u>

計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないようにするため、安全保護回路を設ける。安全保護回路は、原子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成する。「添付書類10 2.運転時の異常な過渡変化」及び「添付書類10 3.設計基準事故」に示すように、原子炉保護系(スクラム)は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止系統を作動させるように、原子炉保護系(アイソレーション)は、設計基準事故時に必要な工学的安全施設を自動的に作動させるように設計する。また、運転時の異常な過渡変化において、その異常な状態を検知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないように設計する。原子炉保護系の項目及び作動設定値を以下に示す。

変更後

変更前(2021.12.2 付補正)			変更後
	<u>No.</u>	<u>項目</u>	作動設定
	<u>1</u>	<u>中性子束高(出力領域)*1</u>	高 105%
			高
	<u>2</u>	中性子束高(中間領域)	フルスケール
			<u>95%</u>
			<u>高</u>
	<u>3</u>	中性子束高(起動領域)	フルスケール
			の 95%
	<u>4</u>	<u>炉周期短(中間領域)</u>	<u>+5</u> 秒
	<u>5</u>	炉周期短(起動領域)	<u>+5</u> 秒
	<u>6</u>	原子炉出口冷却材温度高*1*2	<u>高 464°C</u>
	7	原子炉入口冷却材温度高*2	<u>高 365℃</u>
	8	1次冷却材流量低	低 80%
	<u>9</u>	2次冷却材流量低	低 80%
	<u>10</u>	炉内ナトリウム液面低	<u>低 — 100mm</u>
	<u>11</u>	炉内ナトリウム液面高	<u>高</u> +200mm
	12	1次主循環ポンプトリップ	=
	<u>13</u>	2次主循環ポンプトリップ	=
	14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h
	15	格納容器内温度高	<u>高 60℃</u>
	16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gag
	<u>17</u>	地震	水平 150gal
	18	<u>電源喪失</u>	_
	19	手動アイソレーション	=
	20	手動スクラム	
	*1:	先行試験においては、中性子束高	
		炉出口冷却材温度高の作動設定値を、	目標出力時の原子
		<u>3.</u>	
	* 2 :	原子炉入口冷却材温度の目標温度を	Ĕ 250℃から 350℃
		冷却材温度高の作動設定値を目標温度	より15℃高い値に
		高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温	晶度の目標温度にx
		高い値とする。	
三及び四一百乙烷保護るを構成する機械芸しくけ翌月又はチャンネルは一単一歩陪が起きた提合又は使		EONT	
- 次い口 「小」が 床 曖 示 と 1時 成 り 3 1 波 1 次 1 次 1 へ し く は 命 云 ス は ノ イ イ ル は 、 単一 取 障 か 起 さ に 物 盲 义 は 使 田 世能 から の 単一 の 取 り ぬ し を 行 っ た 坦 今 に お い て - 安 今 促 講 地 能 ち た も か い と ら タ 香 林 マロ・タ 祥			マトチェンラッル
川小ぶからの手 の取りたしていうに物けていく、女王休暖随能を不得ないより、多里性又は多様 性を確保するとともに 百子恒保護系を構成するチャンネルけ それぞれ方いた公離し それざれの	「「「「「「「」」の	が	大はノインイルは
「エで理味するここもに、原丁が体硬不で再成するリヤンインレは、て4して4し互いに万離し、て4して4しの チャンクル問において安全保護機能を生わたいとうに独立性を確保した認識します。	からの	単一の取りクトしを1」つに場合にわいし ししまた。 酉乙后伊護ダた堪式ナオモ	、女王休碍機肥を
ファイホル间にわいて女王休禮機能を大わないように独立性を帷保しに設計とする。	ほする	とともに、原ナ炉保護糸を構成するナ	ヤンイルは、それ

<u>三値</u>	<u>スクラム</u>	<u>アイソレーション</u>	
	<u> </u>		
(100%) の	<u>0</u>		
(106cps)	<u>0</u>		
	0		
	0		
	0		
	0		
	0		
	0		
	0		
	<u> </u>		
	<u> </u>		
	0		
	<u> </u>	<u> </u>	
	0	<u> </u>	
<u>ge]</u>	0	<u> </u>	
	0		
	<u> </u>		
	<u> </u>	<u> </u>	
	<u>O</u>		
設定値を目	標出力の 10)5%とし、原	子
炉出口冷却	材温度より	8℃高い値と	す
未満の温度	とする場合	は、原子炉入	.口
するととも	に、原子炉	出口冷却材温	<u>.度</u>
市にた原子	·炉出口冷却	材温度より8	<u>°C</u>
、単一故障	が起きた場合	合又は使用状	能
失わないよ	う、多重性	又は多様性を	·確
ぞれ互いに	分離し、それ	れぞれのチャ	ン

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後		
	いても、基本的に、1 out of 2 又は2 out of 3 による多重化を図る。原子炉保護系の作動に関連す			
	る核計装又はプロセス計装においては、そのケーブルについて、格納容器を貫通するものにあっては			
	異なるケーブルペネトレーションを使用することで物理的な系統分離に配慮する。			
	No. 項目	スクラム アイソレーション	作動信号の多重性	
	<u>1</u> 中性子束高(出力領域)	<u> </u>	2 out of 3	
	<u>2</u> 中性子束高(中間領域)	0	2 out of 3	
	3 中性子束高(起動領域)	<u>O</u>	<u>1 out of 2</u>	
	4 炉周期短(中間領域)	<u> </u>	<u>2 out of 3</u>	
	5 炉周期短(起動領域)	<u>O</u>	<u>1 out of 2</u>	
	6 原子炉出口冷却材温度高	<u>O</u>	<u>2 out of 3</u>	
	7 原子炉入口冷却材温度高	<u>O</u>	<u>2 out of 3</u>	
	<u>8</u> <u>1 次冷却材流量低</u>	<u>O</u>	<u>2 out of 3</u>	
	<u>9</u> <u>2 次 冷却 材 流 量 低</u>	<u> </u>	<u>2 out of 3</u>	
	<u>10</u> 炉内ナトリウム液面低	<u>O</u>	<u>2 out of 3</u>	
	<u>11</u> 炉内ナトリウム液面高	<u>O</u>	<u>2 out of 3</u>	
	<u>12</u> <u>1次主循環ポンプトリップ</u>	0		
	<u>13</u> <u>2次主循環ポンプトリップ</u>	0		
	14 格納容器內床上線量率高	<u> 0 0</u>	<u>2 out of 3</u>	
			<u>2 out of 3</u>	
	<u>16 格納谷葢内圧刀局</u>		<u>2 out of 3</u>	
	<u>11</u> <u>地展</u>		<u>2 out of 3</u>	
	<u>18</u> <u> <u> </u> <u> 10</u> 手動アインルーション</u>			
	15 <u></u>			
	王をついて			
		七社し」 町動酒でなる DC9	W 電瓶にわいて 電圧電力け	
が光生した場合にわいても、原子炉施設をより女生な仏感に移行りるが、文は自該仏感を維持りるこ				
とにより、原于炉施設の女全上文障かない状態を維持でさるように設計する。	ビュース断が発生した場合に、原于炉はス	クラムする設計とする。また	こ、原于炉保護糸は、論理回路	
	<u>を独立した2 糸統から構成することで多重</u>	化を図る。駆動源の喪失、済	糸統の遮断その他の不利な状況	
	が発生し、どちらかの論理回路の不作動が	発生した場合においても、も	<u>」う一方の論理回路により、原</u>	
	<u>子炉をスクラムし、</u> 原子炉施設をより安全オ	な状態に移行するか、又は当	該状態を維持することにより、	
	原子炉施設の安全上支障がない状態を維持	できるように設計する。 <u>な</u> お	3、原子炉保護系では、計装用	
	空気を駆動源として使用しない。			
六 原子炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分	大 について			
離に加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを『	 「 原子炉保護系にあっては、ハードワイヤ・	ードロジック(補助継雷哭&	P配線等で構成し、ハードウェ	
ー する 笑の 提置を 講じ 承認 されていたい 動作 必ず 面を 防ぐ たの レー ズ エアク やっ 行 ち この せいの	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	成されており ソフトウェア	を用いたいアナログ回欧レオ	
<u> エナダオツ相単で時し、</u> 本酸で40くV14V1期目で変更で加くものとし、 小正ノグビヘ11 為ての他の目 て計算機には田日的にいるべき動作たされば、 つはは田日的ににより動作をされてにおいて、		燃む的に八碗をわたまのし!	でわれ 不正マカトゥケーショ	
<u> す 可 昇 機 に 使 用 日 り に 行 り い さ も 、 、 と に 、 、 と に 、 、 と に 、 、 と に 、 、 と に 、 、 と に 、 、 、 と に 、 、 、 に 、 、 、 に 、 、 、 、</u>	2 3 また、ての他の計例削御糸統施設から	成肥町に万雕さ40にもりとし	<u>ノしわり、小正ノクセス日為に</u>	
<u> 防止することかできるものとする。</u>	<u>」 よる彼者が生しることはない。原子炉保護</u>	<u> </u>	<u>/ ートロンツク(</u> 儒切継電器や	

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
七 原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器 又はチャンネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合において も、その安全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。	 記線等で構成し、ハードウェアによる物理的な結線で命令を実いアナログ回路とする。また、原子炉保護系の論理回路は、中セスを制限できる設計とするとともに、中央制御室について、保核物質防護に係る原子炉施設の出入管理(区域の設定、障壁の不法な侵入を防止することで、物理的アクセスを制限する。 七 について 原子炉保護系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合で、接続された計測制御系統施設の機器又はチャンネルに単一単一の取り外しが生じた場合においても、その安全保護機能をら機能的に分離されたものとする。 原子炉施設は、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カブウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するたを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定るための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監持系及び線形出力系の3系統)及び原子炉冷却材バウンダリ及び力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量、格納容器内の圧力計装等を、計測制御系統施設として有する。共用する主要な計核計装は、起動系:2チャンネル、中間出力系:3チャンネル、るが、「原子炉保護系」と「監視・記録」では、同じ検出器を用設置し、他方に接続された「監視・記録」に単一故障、誤操作
 (添付書類八の以下の項目参照 6. 計測制御系統施設 (添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故 	しが生じた場合においても、「原子炉保護糸」の機能を失わない る。その他、プロセス計装において、原子炉内ナトリウム液面 添付書類八の以下の項目参照 6.計測制御系統施設 低 添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故

行)で構成し、ソフトウェアを用いな
央制御室に設置し、関係者以外のアク
出入口を施錠管理できる区域に設置し、
設置及び出入口の管理等)により人の

☆に、<u>アイソレーター等を敷設すること</u> −故障、誤操作若しくは使用状態からの を失わないように、計測制御系統施設か

ベーガス等のバウンダリ及び格納容器バ とめに監視することが必要なパラメータ 定される範囲内に制御し、かつ、監視す 視するための核計装(起動系、中間出力 び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧 力及び温度等を測定するためのプロセス 十測制御系統施設として、核計装がある。 、線形出力系:3 チャンネルで構成され 用いる。信号分岐後にアイソレーターを 作若しくは使用状態からの単一の取り外 いように、機能的に分離された構成とす 面計も同様とする。

照 照

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 (反応度制御系統) 第十九条 (省略) 適合のための設計方針 	 (反応度制御系統) 第十九条 (変更なし) 適合のための設計方針
原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系を設ける。制 御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験物の移動その他の要因による反応度 変化を制御できるように <u>、また、炉心からの飛び出しを防止するように</u> 設計する。 なお、炉心の反応度 (原子炉の出力)は、制御棒の位置を調整することで制御する。	 一 について 原子炉施設には、反応度制御系統及び原子炉停止系統として、# 御棒及び制御棒駆動系は、通常運転時に予想される温度変化、実験変化を制御できるように設計する。 炉心の反応度(原子炉の出力)は、エクステンションロッドと一構のケーシングに収納された駆動電動機(三相誘導電動機)によりションロッドに接続されたボールナットスクリュを回転させるこ 整することで制御する(ボールナットスクリュ方式)。 照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置においては分解を生じないように、及び冷却材の沸騰が生じないように設計運転中に試料部を案内管内で可動できるものにあっては、試料部式な影響を与えないものとしている。なお、高速炉の炉心の特徴と見度変化は無視できる程度となる。
	 二 について イ 炉心からの飛び出しを防止するために、制御棒は、ハンドリ 構上部案内管に収納されるエクステンションロッドを介して 構造とする。なお、駆動電動機に設けられた電磁ブレーキに。 中の位置保持が行われる。
制御棒の反応度添加率は、その停止能力(原子炉停止系統)と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないものとする。制御棒による最大反応度添加率は約0.00016Δk/k/s である。「添付書類10 2.運転時の異常な過渡変化 2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類10 2.運転時の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、制御棒の反応度添加率は、その停止能力と併せて、想定される制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えない。	□ 制御棒の反応度添加率は、その停止能力(原子炉停止系統) な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計限界を超えないもの 加率は約0.00016Δk/k/s である。「添付書類10 2.運転時の らの制御棒の異常な引抜き」及び「添付書類10 2.運転時の 制御棒の異常な引抜き」に示すように、制御棒の反応度添加 れる制御棒の異常な引き抜きが発生しても、燃料の許容設計
 添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 6. 計測制御系統施設 	 添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 6. 計測制御系統施設

制御棒及び制御棒駆動系を設ける。制 、験物の移動その他の要因による反応度

<u>: 一体となった制御棒を、制御棒駆動機</u> <u>より、減速機を介して、外側エクステン</u> <u>ことで、上下駆動し、</u>制御棒の位置を調

<u>いては、燃料又は照射物の過度の溶融又</u> <u>
投計するものとしている。また、原子炉</u> 那を可動させても、炉心の核特性に有意 <u>
こして、キセノンの濃度変化による反応</u>

<u>ドリングヘッドにおいて、制御棒駆動機で、制御棒駆動機構に吊り下げられる</u> こより、制御棒上下駆動の停止及び停止

充)と併せて、想定される制御棒の異常ものとする。制御棒による最大反応度添 の異常な過渡変化 2.2 未臨界状態か の異常な過渡変化 2.3 出力運転中の 加率は、その停止能力と併せて、想定さ 計限界を超えない。

照 /

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故 	 添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故



(放射性廃棄物の廃棄施設)

第二十二条 (省略)

適合のための設計方針

一原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の 濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13 日原子力委員会決定)を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、原子炉施 設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。

(1)気体廃棄物の廃棄施設

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される 放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ により、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度 以下であることが確認できる場合には、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られ る。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備 1 基): プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユ ニット(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)が ある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度限度を超える場合には、廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵 される。貯留タンクに圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測 定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタ を経由し、主排気筒に送られる。

(2)液体廃棄物の廃棄設備

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、 高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等 に液体廃棄物処理設備を設ける。

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等によ り、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質 の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管

(放射性廃棄物の廃棄施設)

第二十二条 (変更なし)

適合のための設計方針

一 について

原子炉施設には、周辺監視区域の外の空気中及び周辺監視区域の境界における水中の放射性物質の 濃度を十分に低減し、「発電用軽水型原子炉施設周辺の線量目標値に関する指針」(昭和50年5月13 日原子力委員会決定)を参考に、周辺公衆の線量を合理的に達成できる限り低くするよう、原子炉施 設において発生する放射性廃棄物を処理する能力を有する放射性廃棄物の廃棄施設を設ける。ここで は、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう 素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された状態で運転を継続した場合を仮定した上で、通常 運転時における大洗研究所(南地区)周辺の一般公衆の放射線被ばくについて、「発電用軽水型原子炉 施設周辺の線量目標値に対する評価指針」及び「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」を 参考として評価した結果、実効線量が最大となるのは幼児であり、その値は年間約1.7µSvとなり、 年間 50 µ Sv を下回ることを確認した。

変更後

(1)気体廃棄物の廃棄施設

放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される 放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設ける。 原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ により、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度 以下であることが確認できる場合には、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に送られ る。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット I (2 基(予 備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタ ユニットⅡ(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成) がある。また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられ

る。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度限度を超える場合には、廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵 される。貯留タンクに圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測 定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタ を経由し、主排気筒に送られる。

(2)液体廃棄物の廃棄設備

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、 高いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等 に液体廃棄物処理設備を設ける。

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等によ り、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留する。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質 の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 理施設に移送し、処理する。なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車を使用する場合がある。 当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(II)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。 	理施設に移送し、処理する。なお、原子炉施設における排水 射性液体廃棄物を移送する廃液輸送管とする。また、 <u>大洗研 等からの受入れや</u> 大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、 <u>用施設が所掌する</u> 廃液運搬車等を使用する場合がある。 当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を 用いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生し 移送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であ ド(Π)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の タンクに貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送 固体廃棄物として処理する。
 二 液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止し、及び敷地外へ放射性液体 廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。 (1)液体廃棄物処理設備は、適切な材料が使用され、また、タンク水位の検出器やインターロック回路等の適切な計測制御設備を有し、放射性液体廃棄物の漏えいの発生を防止できる設計とする。 (2)タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から、放射性液体廃棄物の漏えいが生じた場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。 (2)タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から、放射性液体廃棄物の漏えいいが生じた場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警報を発することができる設計とする。 (2)タンク水位、漏えい検知等の警報を設ける建物の床及び壁面は、放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造とするとともに、液体廃棄物処理設備は独立した区画内に設けるか周辺にせき等を設け、放射性液体廃棄物が漏えいした場合に、適切に指置できる設計とする。 (3)液体廃棄物処理設備を設ける建物にあっては、当該建物からの放射性液体廃棄物の漏えいのがおそれがある場合に、建物外に通じる出入口等にはせき等を設け、建物外への放射性液体廃棄物の漏えいし難い構造とする。 (4)液体廃棄物処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理されずに排出される排水が流れる排水路に通じる開口部(マンホール等)を設けない設計とする。 	 二 について 液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するもの れた廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいするこの 廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。 (1)液体廃棄物処理設備は、適切な材料が使用され、また、 ク回路等の適切な計測制御設備を有し、放射性液体廃棄物の る。 (2)タンク水位、漏えい検知等の警報を設け、タンク等から た場合に、その漏えいを早期に検出し、中央制御室等に警 また、液体廃棄物処理設備を設ける建物の床及び壁面は、 とするとともに、液体廃棄物処理設備は独立した区画内に 液体廃棄物の漏えいの拡大防止対策を講じることにより、 場合に、適切に措置できる設計とする。 (3)液体廃棄物処理設備を設ける建物にあっては、当該建築 おそれがある場合に、建物外に通じる出入口等にはせき等 の漏えいを防止するとともに、床及び壁面は、建物外へ放い する。 (4)液体廃棄物処理設備を設ける建物内部には敷地外に管理 水路に通じる開口部(マンホール等)を設けない設計とす
三 原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃 棄物管理施設へ移送する。なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのあ る固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、 金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム処理は、 その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとする。	三 <u>について</u> 原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管 棄物管理施設へ移送する。なお、金属ナトリウムが付着している る固体廃棄物については、必要に応じて、メンテナンス建物に調 金属ナトリウムを安定化するものとし、貯蔵中の火災の発生を開 その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が構

、口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放 研究所(南地区)の核燃料物質使用施設 、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使

超える場合には、蒸発濃縮処理装置を た蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに っることを確認した上で、排水監視ポン つ場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液 きし、固化装置を用いて固化し、放射性

のとし、液体廃棄物処理設備が設置さ とを防止し、及び敷地外へ放射性液体

、タンク水位の検出器やインターロッ 1の漏えいの発生を防止できる設計とす

ら、放射性液体廃棄物の漏えいが生じ 等報を発することができる設計とする。 放射性液体廃棄物が漏えいし難い構造 こ設けるか周辺にせき等を設け、放射性 放射性液体廃棄物が万一、漏えいした

物からの放射性液体廃棄物の漏えいの を設け、建物外への放射性液体廃棄物 対性液体廃棄物が漏えいし難い構造と

理されずに排出される排水が流れる排 ⁻る。

管等の処理を行うため、大洗研究所廃 る、若しくは付着しているおそれのあ 設けた脱金属ナトリウム設備により、 防止する。脱金属ナトリウム処理は、 散逸し難いものとする。



(保管廃棄施設)

第二十三条 (省略)

適合のための設計方針

(保管廃棄施設)

第二十三条 (変更なし)

適合のための設計方針

貯蔵設備から構成する。

一及び二 について

のとする。

所廃棄物管理施設へ移送する。

1 について

固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並 びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第 二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物 貯蔵設備から構成する。

廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保修作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。固体廃棄物貯蔵設備は、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。

添付書類八の以下の項目参照 7. 放射性廃棄物の廃棄施設

添付書類九の以下の項目参照

3. 放射性廃棄物の廃棄

添付書類八の以下の項目参照7. 放射性廃棄物の廃棄施設

変更後

添付書類九の以下の項目参照3. 放射性廃棄物の廃棄

固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵設備並 びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建物に設ける第 二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナンス建物固体廃棄物

廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約1年間分を貯蔵するに十分な能力を有するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃棄物貯蔵設備は、保修作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有するものとする。

固体廃棄物貯蔵設備は、<u>ドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により</u>、放射性廃棄物が漏えい し難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。

<u>なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、</u> 必要に応じて、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、金属ナトリウムを安定化する ものとし、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物に対して使 用するスチーム洗浄装置、布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等から構成する。 脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いも

なお、原子炉施設で発生する放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究



亦面品	(9091)	19 9	(台) (古)
<u> </u>	(2021.	12.2	竹佣止/

(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護)

第二十四条 (省略)

適合のための設計方針

(省略)

(工場等周辺における直接ガンマ線等からの防護) 第二十四条 (変更なし)

適合のための設計方針

(変更なし)

変更後



(放射線からの放射線業務従事者の防護)

第二十五条 (省略)

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域 を定める。管理区域内にあっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域 の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射 性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ、放射線業務従事者等が業務に従事す る場所における放射線量を低減できるものとし、かつ、放射線業務従事者が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、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、放射線業務従 事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有する施設等に 近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、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、迅速な対応をするために、必要な操作を行う運転員が「線 量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確保した設計と する。

2及び3 について

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視 区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、放射線管 理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、 中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。 (放射線からの放射線業務従事者の防護) 第二十五条 (変更なし)

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、「試験研究の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」に基づいて管理区域 を定める。管理区域内にあっては、放射線業務従事者の立入り頻度、滞在時間等を考慮して、立入区域 の基準線量率を定め、放射線業務従事者等の作業性等を考慮して、遮蔽、機器の配置、遠隔操作、放射 性物質の漏えい防止、換気等、所要の放射線防護上の措置を講じ<u>ることにより</u>、放射線業務従事者等が 業務に従事する場所における放射線量を低減できるものとし、かつ、放射線業務従事者が運転時の異常 な過渡変化時及び設計基準事故時において、迅速な対応をするために必要な操作ができるものとして、 放射線業務従事者等の外部放射線による放射線障害を防止するものとする。なお、作業により線源を有 する施設等に近接する場合には、必要に応じて、仮設遮蔽を設けるものとする。また、中央制御室は、 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、迅速な対応をするために、必要な操作を行う 運転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ばくを受けないように、適切な遮蔽を確 保した設計とする。

2及び3 について

原子炉施設には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、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、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監 視区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。屋内管理用の 主要な設備として、放射線監視設備及び放射線管理関係設備を有する。原子炉施設の管理区域内の必要 な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設ける。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、 中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるも のとする。また、放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査 室、ハンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタリ ング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。また、定期 的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度及び床面等の放射性 物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及びダストサンプル・スミヤ等の試 料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区域出入口付近に配置するとともに、サー ベイメータ等については、アルファ線用、ベータ線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。 また、放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のため に必要な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるもの とする。中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタの指示計、記録計及び警報 回路が設けられており、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は記録を集中監視できる。

変更後

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
添付書類八の以下の項目参照8. 放射線管理施設	 添付書類八の以下の項目参照 8. 放射線管理施設
添付書類九の以下の項目参照 1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針	添付書類九の以下の項目参照 加射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(保安電源設備)	(保安電源設備)
第二十八条 (省略)	第二十八条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
 1及び2 について 原子炉施設は、大洗研究所(南地区)南受電所から 66 kV 配電線1回線で商用電源(外部電源)を受 電する。<u>また、原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備(非常用母線切替回路及びケーブル等)を設ける。</u> 原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給するため、電力系統に連系するように設計する。ここでの「重要安全施設」は、「研究炉の重要度分類の考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に属する施設より選定するものとする。 (1) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的機能を必要とする構築物、系統及び機器(ただし、外部電源が利用できない場合に可の構造及び動作原理を有するものを除く。) (2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過度の放射線被ばくを与えることを防止 	 1 について 原子炉施設は、大洗研究所(南地区)南受電所から 66kV 配電線 する。 原子炉施設は、重要安全施設がその機能を維持するために必要 するため、電力系統に連系するように設計する。ここでの「重要 考え方」を参考に、その機能、構造及び動作原理を考慮し、以下に (1) MS-1のうち、外部電源が利用できない場合に動的 器(ただし、外部電源が利用できない場合にフェイルセー 除く。) (2) MS-2のうち、異常状態発生時に、周辺の公衆に過
するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機能を果たすべき構築物、系統及び機器 3 について (省略) (ぶ付書類八の以下の項目参照 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設)	するために、異常状態の緩和及び放射性物質の閉じ込め機 <u>2 について</u> <u>原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超</u> <u>の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制</u> <u>壊熱を除去する設備に電源を供給する等、重要安全施設がその機</u> <u>当該重要安全施設に供給するための非常用電源設備として、ディ</u> <u>供給設備(非常用母線切替回路及びケーブル等)を設ける。</u> 3 について (変更なし)

泉1回線で商用電源(外部電源)を受電

をなる電力を当該重要安全施設に供給 安全施設」は、「研究炉の重要度分類の に属する施設より選定するものとする。 D機能を必要とする構築物、系統及び機 -フの構造及び動作原理を有するものを

b度の放射線被ばくを与えることを防止 後能を果たすべき構築物、系統及び機器

系統、安全保護回路、原子炉停止系統、 名えないよう、炉心からの核分裂生成物 別冷却を必要とする場合にあっては、崩 後能を維持するために必要となる電力を ・ーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力

照 対属施設

(実験設備等)第二十九条 (省略)

適合のための設計方針

(実験設備等)

第二十九条 (変更なし)

適合のための設計方針

一、二及び三 について

実験設備は、計測線付実験装置及び照射用実験装置から構成する。実験設備は、実験設備の損傷その 他の実験設備の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように、かつ、 他の実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されない ように、また、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないように設計する。 よう

計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試 料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。また、計測線付実 験装置は、試料部等に検出器を取り付け、計測線を、上部構造を通じて原子炉容器外に取り出すことで、 照射中の温度等をオンラインで測定できるものとし、原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装 置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する 場合には、これらを中央制御室に表示できるものとする。なお、計測線付実験装置は、試験目的に応じ、 原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できる構造とする。試料部を可動するための設備は、中央制御 室と相互に連絡することができる場所に設置するものとする。

照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。本体設備は、炉心の 核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、 照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響 を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する(炉心燃料領域を除く。)。

> 添付書類八の以下の項目参照 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

実験設備は、計測線付実験装置及び照射用実験装置から構成する。実験設備は、実験設備の損傷その 他の実験設備の異常が発生した場合においても、原子炉の安全性を損なうおそれがないように、かつ、 実験物の移動又は状態の変化が生じた場合においても、運転中の原子炉に反応度が異常に投入されない ように、また、放射線又は放射性物質の著しい漏えいのおそれがないように設計する。 四及び五 について 計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試

変更後

計測線付実験装置は、上部構造、案内管及び試料部から構成する。計測線付実験装置の案内管及び試 料部は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷する。また、計測線付実 験装置は、試料部等に検出器を取り付け、計測線を、上部構造を通じて原子炉容器外に取り出すことで、 照射中の温度等をオンラインで測定できるものとし、原子炉施設の健全性を確保するために当該実験装 置の動作状況、異常の発生状況、周辺の環境の状況その他の原子炉の安全上必要なパラメータを有する 場合には、これらを中央制御室に表示できるものとする。なお、計測線付実験装置は、試験目的に応じ、 原子炉運転中に試料部を案内管内で可動できる構造とする。試料部を可動するための設備は、中央制御 室と相互に連絡することができる場所に設置するものとする。

照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてスペクトル調整設備で構成される。<u>本体設備は、照射試料を内包した構造を有しており、照射試料は、照射物を照射試料キャプセルに密封した構造を有する。</u>本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子スペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装荷する(炉心燃料領域を除く。)。

添付書類八の以下の項目参照 10. その他試験研究用等原子炉の附属施設

照 村属施設

(通信運務設備等) 第二十条 (名語) 適合のための設計方針 適合のための設計方針 適合のための設計方針 適合のための設計方針 適合のための設計方針 適合のための設計方針 運営を広告のでするこちに、面白色物客体をおける。こと、の計画事物が余年した場合において なての人に対し、適定の数料構成でく参加上するという規気から行うました。高速は空かった場合で運用市場での などの人に対し、適定の数料構成でく参加上するという規定から行うました。高速に対応した場合において など、外型の習慣が必須有に適約をなるがら、通知上のなかかる場所との適信回顧注意を基本性型は多様性な確認したころって など、外型の習慣が高速には、数型時にいる人に対したした場合において 、面は活動のなけためける。ことなしまった。一部は、大変研究所では用することのとする。 海戸 - 客奴送設備は、次型研究所でご用するものをおった。また、1 する現在となったまする。連結回述語意によりままた。1 する現在とないたする。「連結回述報告書をしたとしたのをする」をた、1 する現在とないたする。「単価」通知でなるたのとする。 海戸 - 客奴送設備は、次型研究所でご用するものをあの 単価の名用の差徴にないなどで、用する市のための 準備に通知でなるためとしたものとする。 第一名の法律構成でなためいで、用する市の表の 準備にないたいでは、一部目波読読意に実材で ないためになるした。加速に加速さなの変換する。 ための近信部超数価については、一部回波読読者を知られるなごを見て していたて など見単確認定能を知られてきないでは、一部回波読読者にないた。 2 について など見単確定にないため変換したものとする。 2 について など見単確定にないため変量になった。 2 について など見単確定にないため変量に加らたの 2 をのの法律構成でなたれてもまた。通知で加速信はあった。 2 いたなきなのが生まるといでは、一部面前はたなの変換する ための通信部超数価については、一部面前はため変 量をなの法律意識によりる理論の通信が 2 を3 いため空間を加らな方で 1 いためを設計の考え方 (他) く、検討意味のの以下の項目参照 1、安全設計の考え方 (他) (通信部数価については、一部面前面前は 2 く3 いたびにないため変量にないため変量にないためでは、一部面前の面の適信部 2 く3 いため空間にないため変量にないためでは、一部面前になりな 2 にいて 2 まののがでの変量になりまた。 2 について 2 まのの法律物で算えたる見なりまた。 2 について 2 まののがにないため変量にないためでは、一部面前になりな 2 にいて 2 まののがためではためでは、 2 ための 2 になる見なののではためでは、 2 について 2 まののがためではためでは、 2 ための 2 にないていては、一部面前面前の面の適信部 2 と3 いためでは 2 にかけて 2 こののがに参加さためでは、 2 こののでに 2 まののがためではなる 2 にないのでのでは、 2 このでに 2 まののののでは 2 このでに 2 まのののがではないためでは、 2 こののかでは 2 まののがでのでは 2 まののののでは 2 このでに 2 まのののの面前は 2 このでに 2 まののののでは 2 このでのでは 2 このでは 2 このでに 2 こののののでは 2 このでに 2 このでのでは 2 このでのでは 2 このでに 2 このののでは 2 このでは 2 このでののでは 2 このでは 2 このでののででのでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでに 2 このでのでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでは 2 このでに 2 このでのでのでは 2 このでは 2 このでのでな 2 このでは 2 このででのでは 2 このでに 2 このでのでに 2 このでのでのでに 2 このでのでで 2 このでのででに 2 この	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
第二十条 (倉助) 第二十条 (変更ない) 第合のための設計方針 第合のための設計方針 原子伊施表には、表計芸事事故が発生した場合において、範疇内にいる従業員及び見学者等を含めた なての人に対し、満皮の反射機抜ばくを防止するという見点から行う事象の発生の始終や策略行事業の <u>と変な出</u> 立ができるように、通信連絡設備を取ける。 <u>生た、</u> 設計基準事故が発生した場合において、 デデ施設外の通信連続設備上成時から返還加たしたようにおいて「参加支援」を通信連絡設備にと設計とする。 <u>などは、ないたちの運動なら認識ができるように、通信連絡設備の一部は、人法研究所できまれている。</u> 算作 学校送設備は、他内一支公式に指示できるも 人に対し、ならし、立ちに、原子伊施表の内閣における必要箇所との間の通信通絡設備は、多様 性を信えたものとする。通信連絡設備の一部は、人法研究所でき出まする。 第二日の下で 電話通道総定設備は、他内一支の送取場、非常田屋送記 うなこまの「正常用で変ごなものとする」、 運作 二次に実施した場合において、原子伊施表内の 置信道総定設備した支援した場合において、原子伊施表内の 認信には、次の上ちな現までするためとする。 本のご面信通路設備といてて、原子伊施表内の 認信には、次の上ちな現ました場合において、原子伊施表内の 認信には、次の上ちな現ました場合において、原子伊施表内の 認信には、次の上ちな現ました場合において、原子伊施表内の 認信にはなび上する正式構成による。 本のご面信通路設備については、一般智施表内 なたるに同様で施設による。 本のご面信通路設備といいて、原子伊施表内 認信になったちな現まではたまることなり 事用の正常用で意味がな理由にためたする。 (新行業調入の以下の項目参照 1. 安全設計の方式) 新行業調入の以下の項目参照 1. 安全設計の方式) 第代学調測入の以下の項目参照 1. 安全設計の方式) 第代学調測入の以下の項目参照 1. 安全設計の方式) 第代学調測入の以下の項目参照 1. 安全設計の方式)	(通信連絡設備等)	(通信連絡設備等)
 油合のための設計方針 油合のための設計方針 油合のための設計方針 二とついて 原子原施設には、設計某件事故が発生した場合において、敷造内にいる確実負及び見学者等を含かた 全ての人に対し、過度の放射接線ばくを防止するという観点から行う事業の発生の主給や運難指示等の できるように、適信連絡設備を設ける。 生ごの比較 デデ施設外の通信連絡を使んなとの 生ごの加速に着着な優ななどの 生ごの加速に着着な優ななどの 生ごの加速に着着な優ななどの 生ごの加速に着着な優なたものとした。 なた、所子が施設の内部における必要筋所との間の通信連絡設備は、客様 生な備えたものとし、さらに、原子が施設の内部における必要筋所との間の通信連絡設備は、客様 生な備えたものとし、さらに、原子が施設の内部における必要筋所との間の通信連絡設備は、客様 生な備えたものとする。 生な備えたものとする。 生な備えたものとする。 生な備えたものとする。 生な細などものとする。 生な価などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生な細などものとする。 生ないと、 生なることのとする。 生ないと、 生ないと、 素件を超れてるを認識でたりのを認識 生ないと、 生ないたいために 生ないとする。 生ないと、 生ないと、 生ないと、 生ないと、 生ないために 生ないと、 生ないと、 生ないために 生ないと、 生ないために したのに <li< td=""><td>第三十条 (省略)</td><td>第三十条(変更なし)</td></li<>	第三十条 (省略)	第三十条(変更なし)
 原子伊施設には、設計法準率数が発生した場合において、戦地内にいる従業員及び見学者等を含めた 上 とついて	適合のための設計方針	適合のための設計方針
(2) 大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連編 (2) 大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連編 シミリ、災害時優先回線の携帯電話により多様性を (1) 安全設計の考え方 (1) 安全設計の考え方 (1) その他試験研究用等原	適合のための設計方針 原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地内にいる従業員及び見学者等を含めた 全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から行う事象の発生の連絡や避難指示等の <u>必要な指示</u> ができるように、通信連絡設備を設ける。 <u>また、</u> 設計基準事故が発生した場合において、原 子炉施設外の通信連絡をする必要がある場所との通信回線 <u>は、多重性又は多様性を確保した</u> 設計とする。 <u>なお、外部必要箇所への通信連絡設備及びデータ伝送設備に用いる通信回線については、専用であって</u> 多様性を備えたものとし、さらに、原子炉施設の内部における必要箇所との間の通信連絡設備は、多様 性を備えたものとする。通信連絡設備の一部は、大洗研究所で共用する。	 適合のための設計方針 1 について 原子炉施設には、設計基準事故が発生した場合において、敷地 全ての人に対し、過度の放射線被ばくを防止するという観点から できるように、通信連絡設備を設ける。 <u>当該通信連絡設備は、構内一斉放送設備、非常用放送設備及び 構内一斉放送設備は、敷地内にいる人に対し指示できるものとし 人に対し、中央制御室から指示できるものとする。また、送受話 する現場との間で通信連絡できるものとする。 また、送受話 する現場との間で通信連絡できるものとする。 横内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部 専用の非常用発電機を有する。非常用放送設備及び送受話器(ペー も使用できるよう、非常用ディーゼル電源系に接続する。 </u> 2 について 設計基準事故が発生した場合において、原子炉施設外の通信連 逸備は、次のような設計とする。なお、固定電話はメタル回線に 型(充電式)とすることで、外部電源喪失時にあっても使用でき 1 大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の ための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話 <u>クシミリ並びに衛星回線の携帯電話により、専用であって 多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合におい 進帯電話により、専用であって </u>
	 (添付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方 	(2) 大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備に シミリ、災害時優先回線の携帯電話により多様性を備え、 (本付書類八の以下の項目参照 1. 安全設計の考え方 10. その他試験研究用等原子炉の



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(炉心等)	(炉心等)
第三十二条 (省略)	第三十二条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
 適合のための設計方針 1 について 炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的変化に対し、燃料集合体の損傷を 防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を総合した反応 度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力変動が発生した場合にあっても、 燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持ち、又は出力変動を制御し得る ように設計する。標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す。 ドップラ係数 - (1.3~3.3)×10³Tdk/dT 温度係数 (ドップラ効果を除く。) 燃料温度係数 - (2.2~4.2)×10⁴Δk/k/℃ 構造材温度係数 - (0.8~1.7)×10⁴Δk/k/℃ 	 適合のための設計方針 1 について 反応度制御は、ボールナットスクリュ方式により、制御棒の位置 炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡 防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリ 度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、、 燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性 ように設計するものとしており、反応度や主冷却器空気流量のスラ 対して、固有の出力抑制効果及び原子炉冷却材温度制御系の応答動 せて安定に制御可能である。 また、炉心構成にあっては、燃料集合体の最大個数を79体(炉心 燃料集合体の最大個数:4体)に制限するとともに、制御棒や反射 用実験装置等の炉心構成要素の体数や配置を限定し、原子炉固有の 影響を所定の範囲内とした。 標準平衡炉心における反応度係数の核設計計算結果を以下に示す ける計算値に対して、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や実測 20%又は±30%の範囲を制限値として設定する。また、最大過剰反 に過剰反応度が零となることを想定し、燃焼補償用反応度、温度補 びに運転余裕用を積み上げて設定し、反応度制御能力、反応度停止 的となる制御棒挿入パターンで計算するとともに、計算で求めた反。 たらの遵守状況は設工認段階や運転段階の各段階で確認する。 なお、炉心最外周には遮へい集合体を設置しており、炉内燃料肟 の臨界性に影響を及ぼすことがないものとしている。 ドップラ係数 - (1.3~3.3) ×10°3 Tdk/dT 温度係数 (ドップラ効果を除く。) 燃料温度係数 - (0.8~1.7) ×10° Δk/k/℃ 術却材温度係数 - (0.8~1.7) ×10° Δk/k/℃
炉心支持板温度係数 − $(1.1\sim1.7)$ ×10 ⁻⁵ Δ k/k/ $^{\circ}$ C	炉心支持板温度係数 -(1.1~1.7)×10 ⁻⁵ Δk/k/℃
ナトリウムボイド反応度 — (1.3~2.5) ×10 ⁻² Δk/k	ナトリウムボイド反応度 — (1.3~2.5) ×10 ⁻² ∆k/k
2 について 炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に原子	<u>2</u> について 炉心燃料集合体は、原子炉内における使用期間中、通常運転時及

Fの運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御 | 炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制御 系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないよう、かつ、 系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えないよう、かつ、

こを調整することにより実施する。 度的変化に対し、燃料集合体の損傷を ウムボイド反応度等を総合した反応 出力変動が発生した場合にあっても、 kを持ち、又は出力変動を制御し得る ーップ状の変化に起因する出力振動に か作等により、十分な減衰特性をもた

小燃料集合体の最大個数:79体/照射 体(材料照射用反射体を含む)、照射)出力抑制特性や反応度制御能力への

一。反応度係数は、標準平衡炉心にお <u>||値に基づく不確かさ等を考慮し、土</u> 瓦応度は、サイクル運転(60日)末期 前償用反応度及び出力補償用反応度並 :余裕及び最大反応度添加率は、保守 応度価値に補正係数を乗じ設定する。

庁蔵ラックに装荷された燃料は、炉心

ひ運転時の異常な過渡変化時に原子

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を	その被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積
超えないよう、通常運転時における熱的制限値を設定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び	超えないよう、通常運転時における熱的制限値(燃料最高温度:
運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペレットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破	定し、これを満たすように設計し、通常運転時及び運転時の異常
損せず、かつ、冷却材が沸騰しないようにする。	が溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ
	通常運転時の最高温度については、最大線出力密度を核設計編
	被覆管最高温度の計算結果が熱的制限値となるようにし、工学的
	値を超えないことを確認した(燃料最高温度:約2300℃、被覆
	また、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、
	や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、±20%又は±30%の範囲
	+10%の変化幅を考慮し、事象に応じて上下限値又はゼロを保守
	も、通常運転時又は運転時の異常な過渡変化時に試験研究用等原
	て、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度制御系統、計測制
	て機能することにより燃料の許容設計限界(熱設計基準値)を超
	燃料最高温度に係る熱設計基準値は、保守的に評価した燃料の
	_(35℃)及び工学的判断に基づく安全裕度(35℃)を考慮して2
	る熱設計基準値は、照射済被覆管の炉外急速加熱バースト試験デ
	に設定した。冷却材最高温度に係る熱設計基準値は、冷却材が決
3 について	3 について
燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化	燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並びに炉心構造物等は、
時及び設計基準事故時において、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	時及び設計基準事故時において、原子炉を安全に停止し、かつ、
ように設計する。	ように設計する。
	<u>ここでも、反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対し</u>
	影響や実測値に基づく不確かさ等を考慮し、±20%又は±30%の
	らに+10%の変化幅を考慮した上で、事象に応じて上下限値又に
	ものとしても、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計
	転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系
	び安全保護回路の機能と併せて機能することにより燃料の許容調
	とを確認した。
	設計基準事故にあっても、燃料の許容設計限界を超えることに
	形・破壊が生じることはない。また、これらを支持する炉心構成
	じることはなく、所要の運転期間において、通常運転時及び運転
	る放射性物質の閉じ込め機能、制御棒の挿入性及び冷却可能な形
	また、これらは、経年変化に際し、主要な影響因子である中性
	ては燃焼度を制限することで、制御棒の挿入性及び冷却可能な刑
	計制限中性子照射量(>1MeV)を 10 ²⁰ n/cm ² とし、有効運転時間
	る損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものと
	に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射に
	の各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出して、

損傷和が設計上の制限値である 1.0 を
<u>2350℃、被覆管最高温度:620℃)</u> を設
な過渡変化時において、燃料ペレット
、冷却材が沸騰しないようにする。
果より約 330W/cm とし、冷却材流量を
安全係数も考慮して計算し、熱的制限
「最高温度:620℃以下)。
炉心構成や燃料初期組成、燃焼の影響
を制限値として設定した上で、さらに
的に組み合わせて設定するものとして
子炉の運転に支障が生ずる場合におい
御系統及び安全保護回路の機能と併せ
えないことを確認した。
融点(約 2720℃)に、さらに測定誤差
550℃に設定した。被覆管最高温度に係
ータを基に、安全余裕を考慮して 840℃
騰しない値として 910℃に設定した。
通常運転時、運転時の異常な過渡変化
停止後に炉心の冷却機能を維持できる
て、炉心構成や燃料初期組成、燃焼の
範囲を制限値として設定した上で、さ

2000年前版値として設定した工で、さ はゼロを保守的に組み合わせて設定する 計基準事故時に試験研究用等原子炉の運 系統、反応度制御系統、計測制御系統及 設計限界(熱設計基準値)を超えないこ

はないことから、燃料集合体の過度の変 造物についても、過度の変形・破壊が生 転時の異常な過渡変化時に、被覆管によ 形状は確保される。 生子照射量に対して、燃料集合体につい 形状の確保にあっては、原子炉容器の設

20年間の寿命中に中性子照射に起因す とし、かつ、原子炉容器は、中性子照射 こよる機械的性質の変化を監視するため その健全性を確認できる構造としてい

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>る。</u> <u>また、炉心支持構造物についても、原子炉容器と同様に、有効</u> <u>もに、オーステナイト系ステンレス鋼を使用しており、各種試験</u>
4 について <u>炉心燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における原子炉内の圧力、自重、附加</u> 荷重その他の炉心燃料集合体に加わる負荷に耐え、かつ、輸送中又は取扱中において、著しい変形を生 じないように設計する。燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び 歪等を制限することにより、 <u>その健全性を確保する。</u> 燃料集合体は、種々の荷重に基づく応力及び変形 を制限することにより、その健全性 <u>を確保する。</u>	4 について <u>炉心燃料集合体は、127 本の燃料要素を束ねたものをステンレあり、各燃料要素はその下部端栓部に差し込まれた板状のノックれた正六角形の組枠に固定することで支持されている。</u> 燃料集合体は、 <u>通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、</u> 限することにより、 <u>燃料集合体の健全性が損なわれることがない</u> 部温度などの評価条件を保守的に設定するものとしても、通常運
	 おいて集合体各部の応力が設計許容応力を超えないことを確認し 荷重として、設計上の加速度条件として 6G を設定し、この加速度 等に発生する応力を評価し、これが許容応力以下であることを確 の機能が阻害されることがないように設計する。ここでは、輸送 設計許容応力を超えないことを確認した。 燃料要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時に、燃 ス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性 ここでは、寸法公差や発生ガス量、各部温度、熱過渡条件などの ても、通常運転時において燃料中心温度が熱的制限値を満足し、 て、燃料中心温度が勢設計基準値を満足すること、使用期間中の
	中に被覆管内圧によるクリープ破断が生じないこと、通常運転時 て被覆管各部の応力が設計許容応力を超えないこと、使用期間中 いことを確認した。また、設計加速度 6G に対する荷重に対して一 れることがないように設計する。ここでは、輸送時及び取扱い時 と、ペレットが移動しないことを確認した。
 添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 5. 原子炉冷却系統施設 6. 計測制御系統施設 	 添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 5. 原子炉冷却系統施設 6. 計測制御系統施設

運転時間を 20 年間として設計するとと 対により健全性を確認できる。

-ス鋼製のラッパ管内に収納したもので - バーを、エントランスノズルに溶接さ

_種々の荷重に基づく応力及び変形を制 <u>
い設計とする。ここでは、寸法公差や各</u> <u>
重転時及び運転時の異常な過渡変化時に</u> <u>
した。また、輸送中又は取扱中に加わる</u> <u>
寛に基づく荷重により、燃料要素支持部</u> <u>
確認することで過度の変形を防止し、そ</u> <u>
送時及び取扱い時に各部にかかる応力が</u>

※料温度、核分裂生成ガスによる内部ガ 生が損なわれることがない設計とする。 の評価条件を保守的に設定するものとし かつ運転時の異常な過渡変化時におい の被覆管歪が十分小さいこと、使用期間 持及び運転時の異常な過渡変化時におい の累積疲労サイクルが制限値を超えな 十分な強度を有し、その機能が阻害さ 時にプレナムスリーブが座屈しないこ

照

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故 	 添付書類十の以下の項目参 2. 運転時の異常な過渡変 3. 設計基準事故



(外部電源を喪失した場合の対策設備等) 第四十二条 (省略)

適合のための設計方針

原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、 原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物 の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩 壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並び に電力供給設備(非常用母線切替回路及びケーブル等)を設ける。また、蓄電池については、全交流動 力電源喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失)時に原子炉を安全に停止し、又はパラメ ータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。 (外部電源を喪失した場合の対策設備等) 第四十二条 (変更なし)

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、 原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物 の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、崩 壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池並び に電力供給設備(非常用母線切替回路及びケーブル等)を設ける。また、蓄電池については、全交流動 力電源喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失)時に原子炉を安全に停止し、又はパラメ ータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。

非常用電源設備及びその附属設備(ディーゼル発電機及び蓄電池並びに電力供給設備(非常用母線切 替回路及びケーブル等))は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器 具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学 的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するも のとする。

<u>ディーゼル発電機については、定格容量を約2,500kVAとし、外部電源の喪失に対処するための設備が</u> その機能を確保するために必要な負荷(以下「非常用負荷」という。)に対して100%の容量を有するも のを2系統の非常用ディーゼル電源系に各1基(合計:2基)設置する。なお、非常用負荷は、2基のデ ィーゼル発電機のうち1基が停止した場合にあっても、他の1基により原子炉の安全を維持できるよう に負荷を構成する。

交流無停電電源系の蓄電池については、容量を 800Ah とし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に 接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の交流無停電電 源系に各 1 組(合計:2組)設置する。また、直流無停電電源系の蓄電池については、容量を 1,800Ah と し、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間 の放電ができるものを 2 系統の直流無停電電源系に各 1 組(合計:2組)設置する。交流無停電電源系及 び直流無停電電源系は、一方の装置の故障又は修理時にあっても、母線連絡用遮断器を投入することで、 もう一方の系統より支障なく給電できるものとする。

2 について

<u>全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失)時に使用する機能に必要な電源は、交流無停電電源系又は直流無停電電源系から供給され、これらの蓄電池については、全交流動力</u> 電源喪失時に原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するもの とする。

交流無停電電源系の蓄電池については、容量を 800Ah とし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に 接続される負荷に対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の交流無停電電 源系に各 1 組(合計:2 組)設置する。また、直流無停電電源系の蓄電池については、容量を 1,800Ah と

変更後

조纳 学会促进同时 百乙后信止조纳

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	し、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続される負荷に対し
	の放電ができるものを2系統の直流無停電電源系に各1組(合計:
	全交流動力電源喪失が長期化する全交流動力電源喪失事故は、「
	踏まえた上で、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故と
	全交流動力電源喪失時には、外部電源喪失が発生した時点で、原子
	の制御棒保持電磁石励磁断により、制御棒は、自重及びスプリング
	入され、原子炉は停止する。原子炉停止時に原子炉容器内において
	いては、1次主冷却系及び2次主冷却系の冷却材の自然循環により
	気に輸送される。原子炉施設は、全交流動力電源喪失時に原子炉を
	必要とする動的機器を有しない。なお、原子炉冷却材バウンダリに
	全交流動力電源喪失時に監視するパラメータには、①原子炉出力
	□ ②原子炉出入口冷却材温度、③主冷却器出口冷却材温度が該当する
	却器出口冷却材温度は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生
	中央制御室制御盤に設置されており、多量の放射性物質等を放出す
	の電源設備から、2時間以内に必要容量の電力が供給される。
添付書類八の以下の項目参照10. その他試験研究用等原子炉の附属施設	 添付書類八の以下の項目参照 10. その他試験研究用等原子炉の附加 10. 日本の 10.

<u>して 100%の容量を有し、かつ、2 時間</u> <u>: 2 組)設置する。</u>

「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を として想定する事象の一つに該当する。 子炉保護系が作動し、制御棒駆動機構 グにより加速されて、炉心に落下・挿 て発生した崩壊熱その他の残留熱につ り除去し、最終ヒートシンクである大 を安全に停止する観点で、電源供給を は維持されるため、全交流動力電源喪

カ(線形出力系核計装(3 チャンネル))、 る。原子炉出力については、全交流動 る。原子炉出入口冷却材温度及び主冷 生した崩壊熱その他の残留熱が除去さ 的とする。これらのプロセス計装は、 するおそれのある事故に対処するため

照 封属施設

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(試験用燃料体)		(試験用燃料体)
第四十三条 (省略)		第四十三条(変更なし)
適合のための設計方針	1	適合のための設計方針
一 照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用要素 <u>填した照射燃料集合体</u> は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試験用要素が割 れた範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、それぞれ 料要素について、設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。	素 <u>を装</u> 計画の燃	 一<u>について</u> 試験用要素以外の燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスに 等を制限することにより、その健全性を確保する。 ただし、試験用要素は、通常運転時及び運転時の異常な過渡 れた範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性 料要素について、設計方針を定め、その方針を満足するよう部 照射燃料集合体は、装填する燃料要素の健全性を維持できな 性状又は性能に悪影響を与えないよう、装填する燃料の特徴に 器又は密封構造容器を設けることとする。燃料が溶融する可能 が低い燃料要素に対してはラッパ管で、燃料が溶融する可能性 高い燃料要素に対してはラッパ管で、燃料が溶融する可能性 高い燃料要素に対してはコンパートメントで、燃料が溶融する 高い燃料要素に対しては内壁構造容器または密封構造容器で、 合体へ影響を与えないように設計する。なお、限界照射試験用 ては、コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔と 部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻 照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。
二及び四 照射燃料集合体は、設計基準事故時において、照射燃料集合体が破損した場合において 原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却機能を損なうおそれがないように、 輸送中又は取扱中において、著しい変形が生じないように設計する。燃料要素は、燃料温度、板 生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保 ただし、試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画され 囲でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えないよう、使用する試験用 応じて設計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。燃料集合体は、 <u>炉心燃料集合体の高 針に準ずる。ただし、</u> 限界照射試験用要素を装填した照射燃料集合体にあっては、コンパートラ の冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、万一、限界照射試験用要素の開孔部から燃料が放出さ 場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子が照射燃料集合体の 漏れ出ない構造とする。先行試験用要素を装填した照射燃料集合体にあっては、燃料溶融状態の 試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも、内壁構造容器の健全性が確保される構造とする。 に、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小口径の孔とし、万一、先行試験用要素の被覆管の確 から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害するおそれのある粒径の燃料粒子 射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。基礎試験用要素を装填した照射燃料集合体にあ は、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合でも、密封構造容器の健全性が確保される構造と	てま亥すれ要役メさかのと波子らすもた分るた素計ンれ側先と損がっる、、裂。範に方トたへ行も部照て。	 二 について 試験用要素以外の燃料要素は、設計基準事故時において、照も、原子炉を安全に停止するために必要な機能及び炉心の冷却料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び性を確保する。 試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡の健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与えな認識計方針を定め、その方針を満足するよう設計する。 照射燃料集合体は、装填する燃料要素の健全性を維持できな性状又は性能に悪影響を与えないよう、装填する燃料の特徴に器又は密封構造容器を設けることとする。燃料が溶融する可能性高い燃料要素に対してはラッパ管で、燃料が溶融する可能性高い燃料要素に対してはコンパートメントで、燃料が溶融する。 高い燃料要素に対しては内壁構造容器又は密封構造容器で、その影響を与えないように設計する。なお、限界照射試験用要素 コンパートメントの冷却材出口部は多数の小口径の孔とし、た燃料が放出された場合でも、炉心燃料集合体の冷却を阻害する。

よる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪

度変化時において、試験用要素が計画さ 生に影響を与えないよう、それぞれの燃 段計する。

ない場合においても、炉心燃料集合体の に応じてコンパートメント、内壁構造容 皆性が低く、かつ被覆管が壊れる可能性が 皆は低いものの被覆管が壊れる可能性が う可能性が高く被覆管が壊れる可能性が う可能性が高く被覆管が壊れる可能性が それぞれの安全を確保し、他の燃料集 引要素を装填した照射燃料集合体にあっ こし、万一、限界照射試験用要素の開孔 引書するおそれのある粒径の燃料粒子が

科燃料集合体が破損した場合において D機能を損なうおそれがないように、燃 が歪等を制限することにより、その健全

度変化時において、計画された範囲でそ ないよう、使用する試験用要素に応じて

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする。先行試験用要素を装 料溶融状態の先行試験用要素の被覆管の破損が生じた場合でも 構造とするとともに、内壁構造容器の冷却材出口部を多数の小 の被覆管の破損部から燃料が放出された場合でも、炉心燃料集 径の燃料粒子が照射燃料集合体の外側へ漏れ出ない構造とする 集合体にあっては、基礎試験用要素の被覆管が開孔した場合で る構造とする。
三 燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスによる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪等を制限することにより、その健全性を確保する。また、照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心燃料 集合体のそれを超えないものとする。B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの 核分裂性物質量は、A型照射燃料集合体のそれの最大を超えないものとする。ただし、試験用要素に あっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、計画された範囲でその健全性を喪失 するものがある。限界照射試験用要素、先行試験用要素及び基礎試験用要素の装填時にあっては、年 間照射試験回数を制限するとともに、燃料破損検出系により、燃料要素の被覆管の開孔又は破損が検 知された場合には、原子炉を停止し、当該照射燃料集合体を炉心から取り出すとともに、放射性廃ガ ス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧入貯蔵するもの とする。	 三<u>について</u> <u>試験用要素以外の</u>燃料要素は、燃料温度、核分裂生成ガスに 等を制限することにより、その健全性を確保する。また、照射 質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとする。B型、 れの1体当たりの核分裂性物質量は、A型照射燃料集合体のそれ 試験用要素にあっては、通常運転時及び運転時の異常な過渡 の健全性を喪失するものがある。限界照射試験用要素、先行試 にあっては、年間照射試験回数を制限するとともに、燃料破損 孔又は破損が検知された場合には、原子炉を停止し、当該照射 に、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が所定の値を超える場 入貯蔵するものとする。
(添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体	四 について 照射燃料集合体は、輸送中又は取扱中において、著しい変形 に加わる荷重として、設計上の加速度条件として 66 を設定し、 要素支持部等に発生する応力を評価し、これが許容応力以下で を防止し、その機能が阻害されることがないように設計する。 <

支填した照射燃料集合体にあっては、燃 ち、内壁構造容器の健全性が確保される トロ径の孔とし、万一、先行試験用要素 長合体の冷却を阻害するおそれのある粒 ち。基礎試験用要素を装填した照射燃料 でも、密封構造容器の健全性が確保され

よる内部ガス圧、被覆管の応力及び歪 燃料集合体の1体当たりの核分裂性物 C型及びD型照射燃料集合体のそれぞ れの最大を超えないものとする。

変化時において、計画された範囲でそ 、験用要素及び基礎試験用要素の装填時 員検出系により、燃料要素の被覆管の開 け燃料集合体を炉心から取り出すととも 合には、当該廃ガスを貯留タンクに圧

ジが生じないように、輸送中又は取扱中 この加速度に基づく荷重により、燃料 ぎあることを確認することで過度の変形

照

(燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設)第四十四条 (省略)

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を連携 し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するための核燃料物質取扱設備を設ける。核燃料物質取扱設備は、 燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように、<u>かつ、</u>崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないよう に<u>、また、</u>使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中に おける燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。 (燃料体等の取扱施設及び貯蔵施設) 第四十四条 (変更なし)

適合のための設計方針

1 について

一 について

原子炉施設には、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器等を 連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するための核燃料物質取扱設備を設ける。 新燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物新燃料貯蔵設備からトランスファロー タに、次に、燃料出入機により、トランスファロータから炉内燃料貯蔵ラックに移動され、燃料交換 機により炉心に装荷されるものとする。

使用済燃料は、上記の逆の手順で、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、 60日以上冷却される(ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を 設定することは妨げない。)。その後、使用済燃料は、燃料出入機、トランスファロータ、燃料取扱用 キャスクカー、ナトリウム洗浄装置、燃料集合体缶詰装置等を用いて、原子炉附属建物使用済燃料貯 蔵設備に移動されるものとする。

二 について

核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように<u>設計する。一つの操作</u> で取り扱う燃料集合体等は、1 体とする(ただし、トランスファロータでの燃料集合体等の移送を除 く。)。

<u>三 について</u>

<u>核燃料物質取扱設備は、</u>崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないよう<u>に設計する。燃料出入機及び</u> トランスファロータでは、燃料集合体等をポット(ナトリウムを保有)に収納した状態で取り扱う。 燃料取扱用キャスクカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを循環する。ナトリ ウム洗浄装置では、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を 供給することで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。燃料集 合体缶詰装置では、使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充填する。

<u>また、使用済燃料は、燃料交換機により、炉心から炉内燃料貯蔵ラックに移動され、60日以上冷</u> 却される(ただし、照射燃料集合体について、その試験の目的に応じた適切な冷却期間を設定するこ とは妨げない。)ものとする。</u>

四 について

<u>核燃料物質取扱設備は、</u>使用済燃料からの放射線に対して、十分な厚さを有する遮蔽構造を設け、 適切な遮蔽能力を確保<u>するように設計する。</u>

五 について

変更後



変更前(2021.12.2付補正)	変更後
	<u>核燃料物質取扱設備は、</u> 燃料集合体等の取扱中における燃料
	計する。
	使用済燃料貯蔵設備において、使用済燃料等の輸送容器の取
	<u>クレーン)(揚重物を含む。)については、貯蔵ラック等に落下</u>
	却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については
	を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフ
	喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるもの
	<u>け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止する。</u>
2 について	2 について
原子炉施設には、燃料集合体等を貯蔵するための核燃料物質貯蔵設備を設ける。核燃料物質貯蔵設備	<u>ー について</u>
は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨界に達するおそれがないように設計する。	<u>イ</u> 新燃料を貯蔵するため、原子炉施設には、原子炉附属建物
新燃料を貯蔵するため、原子炉施設には、原子炉附属建物に新燃料検査貯蔵設備、及び第一使用済燃	済燃料貯蔵建物に新燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な
料貯蔵建物に新燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設け	クを設ける。各核燃料物質貯蔵設備の貯蔵能力を以下に示す
る。各核燃料物質貯蔵設備の貯蔵能力を以下に示す。	
百子后附届建物新燃料检查院蒂設備	百子恒附届建物新燃料检查貯蔵設備
	新城北。70 休
第一· 庙田这燃料 時 黃建物 新 燃料 腔 黃 設 備	第一庙田这株料貯蔵建物新株料貯蔵設備
	「「「「「「「」」」「「」」「「」」「「」」」「「」」「「」」」「「」」」「「」」」「」」「」」」「」」」「」」」
燃料集合体 約97体 (使用溶燃料と合わせての貯蔵能力)	燃料集合体 約 27 休 (使用落燃料と合わせての貯蔵
使用溶燃料を貯蔵するため 原子炉附属建物 第一使用溶燃料貯蔵建物及び第一使用溶燃料貯蔵建物	使用溶燃料を貯蔵すろため 原子炉附属建物 第一使用溶
に、使用溶燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設ける。	建物に、使用溶燃料貯蔵設備を設ける。また、一時的な中継時
	ける。なお、使用済燃料貯蔵設備(第一使用済燃料貯蔵建物使
	貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。)は、常に、燃料集合体
	体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。
原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備
使用済燃料 200 体	使用済燃料 200 体
第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備	第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備
使用済燃料 600 体	使用済燃料 600 体
第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備	第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備
使用済燃料 350 体	使用済燃料 350 体
炉内燃料貯蔵ラック	炉内燃料貯蔵ラック
燃料集合体 約27体(新燃料と合わせての貯蔵能力)	燃料集合体約27体(新燃料と合わせての貯蔵能力
	ロ 核燃料物質貯蔵設備け 燃料准合休室が施界に達すスセン
	- 12が117222172221722217222172221722217222
	2/11/1/15/17/17/17/17/17/17/17/17/17/17/17/17/17/
	<u> </u>

上集合体等の落下を防止できるように設

放扱い等に使用するクレーン(キャスク 下することがないように設計する。水冷 は、取扱中における使用済燃料等の落下 フェイルセーフの設計とし、駆動電源等 のとする。さらに、インターロックを設

物に新燃料検査貯蔵設備、及び第一使用 な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵ラッ ┌。

蔵能力)

5燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵 庁蔵設備として炉内燃料貯蔵ラックを設 使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料 体の最大挿入量(79体)以上の燃料集合

力)

<u>れがない(実効増倍率は 0.95 以</u>	下)	よ
附属建物新燃料検查貯蔵設備及	び第	<u> </u>
☆蔵能力最大に収容した状態で万−	一当	<u>該</u>
増倍率は 0.95 以下に保つことが [、]	でき	る

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	設計とする。
	二 について <u>イ</u> 使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対し する。水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を 切な水深を確保できるものとする。
	<u> </u>
	<u>ハ</u> 使用済燃料の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合 炉心燃料集合体の被覆材にはステンレス鋼を使用する。
	<u>ニ 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を</u> 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済燃料貯蔵建物 料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計に 当該警報を中央制御室にて発することができるものする。
3 について 新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあっては、当該場所の放射線量の異常を検知し、及び警報を 発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必要がある場合には、当該 場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備を設ける。	 3 について 新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあっては、当該場所の 発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失 場所の温度の異常を検知し、及び警報を発することができる設備 原子炉施設は、管理区域内の必要な場所に、放射線監視設備と 御室には、放射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時 リアモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を う場所における放射線量の異常を検知し、及び警報を発すること また、核燃料物質取扱設備のうち、崩壊熱を除去する機能の喪失 崩壊熱を除去する機能の喪失は、通気する冷却ガスの流量低下に 核燃料物質貯蔵設備のうち、使用済燃料を貯蔵する原子炉附属 燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使 維持することで、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融す する。また、通常状態においては、水冷却浄化設備により、水温 した温度計により、温度の異常を検知するとともに、当該警報を

<u>、て適切な遮蔽能力を有するように設計</u> ·検知できる設備を設けるものとし、適

いにより溶融しないように設計する。水 がに管理できるように設計する。

は、これを防止できるように設計する。

·検知できる設備を設けるものとする。 如使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃 より、液位の異常を検知するとともに、

)放射線量の異常を検知し、及び警報を を検知する必要がある場合には、当該 を設ける。

:して、エリアモニタを有する。中央制 Fにおける迅速な対応のために必要なエ :設け、新燃料及び使用済燃料を取り扱 ができるものとする。

<u>失を検知する必要があるものについて、</u> .より検知するものとする。

建物使用済燃料貯蔵設備、第一使用済 用済燃料貯蔵設備にあっては、冠水を ることを防止することができるものと を42℃以下に管理し、水冷却池に設置 中央制御室にて発することができるも

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
添付書類八の以下の項目参照4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	旅付書類八の以下の項目参照 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵


変更前(2021.12.2付補正)

(原子炉制御室等) 第五十条 (省略)

適合のための設計方針

1 について

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、原 子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに原子炉施設の安全性を確保す るために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連 絡設備等を設ける。また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その 他の原子炉施設の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は 一定期間とどまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放 射線防護措置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備 の隔離その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造 とする。

(原子炉制御室等) 第五十条 (省略)

適合のための設計方針

1 について

<u>一及び二</u>について

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、 炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器バウンダリ並びに これらに関連する系統の健全性を確保するため、炉心の中性子束密度を監視するための核計装(起 動系、中間出力系及び線形出力系の3系統)、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバ ウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等のパラ メータを監視するとともに原子炉施設の安全性を確保するために必要な操作を手動により行うこと ができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤、通信連絡設備等を設ける。運転時の異常な過 渡変化時又は設計基準事故時、及び運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生後に、その動 作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくても必要な安全機能が確保されるように設 計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び手動アイソレーションボタンを設けて おり、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することができる。

三 について

中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設の安 全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく中央制御室に入り、又は一定期間とどま り、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護措 置、気体状の放射性物質及び中央制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔離 (中央制御室空調の再循環運転の適用)その他の適切に防護するための設備を設ける。 原子炉を安全に停止するために必要な安全機能を有する安全施設に係る操作は、中央制御室にお いて、集中して対応できるものとする。 通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入れファン及び空調器を経由し、中央 制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には、プレフィルタ・HEPA フィルタ・ チャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モード」、及び閉回路を構築し、雰

囲気空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転を適用することで、換気設備の 隔離を図る。中央制御室外で火災が発生した場合において、燃焼ガスが流入するおそれがある場合 には、中央制御室空調再循環運転を適用し、換気設備を隔離することで、中央制御室の居住性を確保

する。

また、設計基準事故が発生した場合において、従事者に過度な被ばくがないように、放射線業務従 事者の線量限度を下回るように管理する。

四 について

中央制御室には、非常口を設け設計基準事故時に容易に避難できる構造とする。

変更後

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2 について 原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制御 室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中央制 御室外原子炉停止盤を設ける。	2 について 原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が 室以外の場所から、原子炉保護系(スクラム)を作動させること し、及び必要なパラメータ(線形出力系指示値、原子炉出口冷却 監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。中央制御室 その他の異常な事態が生じた場合におけるアクセスルートを考慮 置する。なお、外部電源が利用できない場合には、原子炉保護系 する。
 (添付書類八の以下の項目参照 6. 計測制御系統施設 	 (添付書類八の以下の項目参照 6. 計測制御系統施設

が使用できない場合において、中央制御 <u>とで、</u>原子炉を停止させ、崩壊熱を除去 <u>即材温度及び原子炉入口冷却材温度)</u>を <u>室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災</u> <u>電し、中央制御室と隔離された場所に設</u> 系が作動し、原子炉は停止されるものと

照

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(監視設備)	(監視設備)
第五十一条 (省略)	第五十一条 (変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
1 について 原子炉施設 <u>には、放射線から放射線業務従事者を防護し、かつ、通常運転時、運転時の異常な過渡変</u> <u>化時及び設計基準事故時において、原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視</u> <u>区域の境界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設を設ける。また、</u> 放射線管 理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を、 中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設けるものとする。	 について 原子炉施設<u>の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備と</u> <u>モニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空袋</u> 設置する場所に応じて使い分けるものとする。格納容器にあって(容器(床上)内のガンマ線量率を測定するための格納容器内高線量 内の放射性ガス及び塵埃濃度を測定するための格納容器内空気汚染 中央制御室の放射線監視盤には、放射線管理に必要なエリアモニタ等の指示又は調 また、原子炉施設には、主排気筒の排気筒モニタや大洗研究所で スト14基を設ける。 放射線管理施設には、放射線管理に必要な情報及び設計基準事件 な情報を、中央制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に 主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室に設置 タリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示器にそれぞれま 主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリ、 できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準 め、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を請
2 について <u>大洗研究所で共用する</u> 屋外管理用モニタリングポスト <u>について</u> は、非常用 <u>電源設備、</u> 無停電電源装置 <u>又はこれらと同等以上の機能を有する電源設備</u> により必要な電源を確保 <u>するとともに、その伝送系は多</u> <u>様性を確保した設計とする。</u>	 <u>屋外管理用モニタリングポストのうち、設計基準事故時における</u> 伝送系については、それぞれ有線及び無線を設けることにより多株 2 について 屋外管理用モニタリングポストは、非常用発電機(可搬型を含む 電源を確保し、無停電電源装置については、非常用発電機(可搬型 の一定時間(90分)の給電ができるものとする。これらの電源が <u>る測定で代替する。 </u>
添付書類八の以下の項目参照 8. 放射線管理施設	

して、エリアモニタを設ける。エリア
気汚染モニタから構成するものとし、
は、設計基準事故時等において、格納
<u>量エリアモニタ、及び格納容器(床上)</u>
染モニタを有する <u>。</u>
ニタの指示計、記録計及び警報回路が
記録を集中監視できる。
で共用する屋外管理用モニタリングポ
故時における迅速な対応のために必要
こ表示できる設備を設けるものとする。
する放射線監視盤に、屋外管理用モニ
表示する。運転員は、これらにより、
ングポストの指示を中央制御室で確認
準事故時における迅速な情報伝達のた
設け表示する。
る迅速な対応のために使用する 9 基の
様性を確保する。
む。)及び無停電電源装置により必要な
型を含む。)から電力が供給されるまで
枯渇した場合は、サーベイメータによ
Щ. П. I.
/
,

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
添付書類九の以下の項目参照 5. 放射線モニタリング	添付書類九の以下の項目参照 5. 放射線モニタリング



変更前(2021.12.2付補正)

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止) 第五十三条 (省略)

適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(実 効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を与えるおそれがある事故(燃料体の損傷が想定 される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故等)に ついて評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じた設計 とする。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止する ための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故については、炉心の著しい損 傷を防止するための措置(以下「炉心損傷防止措置」という。)を講じるとともに、炉心の著しい損傷の 可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止する ための措置(以下「格納容器破損防止措置」という。)を講じることを基本方針とする。なお、高速実験 炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安全評価技術に鑑み、立 地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置しているため、高速実験炉原子炉施 設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置を講じる。選定した評価事故シ ーケンスを以下に示す。

(<u>1</u>) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)

a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

b. 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故

(2) 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)

a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故

(<u>3</u>)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)

a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故

b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故

(<u>4</u>) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失(LORL)

a. 1 次冷却材漏えい(<u>2箇所)</u>事故

(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

(多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止) 第五十三条 (変更なし)

変更後

適合のための設計方針

原子炉施設は、設計基準事故より発生頻度は低いが、敷地周辺の 効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を与えるま される事故、及び使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用 ついて評価し、そのおそれがある場合には、当該事故の拡大を防 とする。

(1) 燃料体の損傷が想定される事故

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出す ための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定 傷を防止するための措置(以下「炉心損傷防止措置」という。)を 可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの ための措置(以下「格納容器破損防止措置」という。)を講じるこ なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速 価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策と 速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえ 定した評価事故シーケンスを以下に示す。

(<u>i</u>) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)

a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳

b. 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗

c. 1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信

(<u>ii</u>) 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP)

a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリッ

b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系

(<u>iii</u>) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS)

a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗

b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動

c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の

(<u>iv</u>)原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失

a.1次冷却材漏えい(<u>安全容器内配管(内管)破損)及て</u> 故

<u>b.1次</u>冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及 骨事故

<u>c.1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)</u>の重畳事故

(v)交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された

の公典に対して温度の故財勉珈洋ノ (宇)
ジム水に入して胆皮の成別称彼はく (夫
るそれかある事故(燃料体の損傷か想定
1済燃料の損傷が想定される事故等) に
5止するために必要な措置を講じた設計
-るおそれのある事故の拡大を防止する
ごする事故については、炉心の著しい損
2講じるとともに、炉心の茎しい損傷の
タ島の放射性物質室の坊田を防止する。
> シェい版初 正初貝寺の 成山を 別 上 9 つ
3 中性子型炉であり、建設当時の安全計
:して安全容器を設置しているため、高
た格納容器破損防止措置を講じる。選
:事故
の重畳事故
失敗の重畳事故
プ信号発信生財の重異重歩
ノロク光ロ入戦の里軍尹政 (フカニ)) 動佐生地の毛里車社
、(ヘクフム) 期作大敗の里宣事故
の重畳事故
作失敗の重畳事故
重畳事故
(LORL)
び安全容器内配管(外管)破損の重畳事
及7、1 次绪时公司公司签(66 经)证4日
<u>又い工久冊町作型</u> お配 <u>宿(外宿)破損</u>
た状態での崩壊熱除去機能喪失 (PLOHS)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故	a. <u>外部電源喪失</u> 及び強制循環冷却失敗の重畳事故
b. <u>外部電源喪失</u> 及び強制循環冷却失敗の重畳事故	b. <u>2次冷却材漏えい</u> 及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(<u>6</u>) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)	(<u>vi</u>) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)
a. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故	a. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故
(<u>7</u>)局所的燃料破損(LF)	(<u>vii</u>)局所的燃料破損(LF)
a. 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	a. 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故
	<u> 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故が発生した場合に炉心損傷防止措置が有効であ</u>
	ること、及び炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合に格納容器破損防止措置が有効である
	ことを示すため、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プ
	ログラム(以下「計算コード」という。)を用いた解析等を踏まえて、措置の有効性を評価する。
	有効性を評価するための評価項目の設定を以下に示す。
	(i)炉心損傷防止措置
	<u> 炉心損傷防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</u>
	<u>a.</u> 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるもので
	あることを基本とし、具体的な評価項目として以下を設定する。
	① 燃料最高温度が熱設計基準値(2,650℃)以下であること。
	② 被覆管最高温度(肉厚中心)が熱設計基準値(840℃)以下であること。
	③ 冷却材最高温度が熱設計基準値(910℃)以下であること。
	④ 被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和を加えた累積損傷和が設計上の制限値
	(1.0) 以下であること。
	⑤ 原子炉冷却材バウンダリの温度が制限温度(550℃)以下であること。
	(ii)格納容器破損防止措置
	格納容器破損防止措置に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。
	<u>a.</u> 負の反応度フィードバックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静定する事象において、
	炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであ
	ること。具体的な評価項目は、「炉心損傷防止措置の有効性を評価するための評価項目」で設定し
	た評価項目を適用する。
	b. 炉心の著しい損傷に至った場合において、放射性物質等(溶融炉心物質を含む。)(以下「損傷
	炉心物質」という。)を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器
	内に損傷炉心物質を閉じ込めることができること。具体的な評価項目として以下を設定する。
	① 原子炉容器内で分散し再配置した損傷炉心物質を安定に保持・冷却できること。
	② 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
	<u>c.</u> 燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出されるエネルギーによって原子炉容器の上部からナ
	<u>トリウムが格納容器(床上)に噴出する可能性がある場合において、格納容器の破損を防止でき</u>
	ること。具体的な評価項目として以下を設定する。
	① 原子炉冷却材バウンダリの健全性が維持できること。
	② 格納容器(床上)へ噴出するナトリウムの燃焼等に対して、格納容器の健全性が維持でき
	<u>ること。</u>

 (2) 込み出物空の使用点で、現にへの変遷なできたな。 (3) した営業できないであり、現にへの変遷なできたの。 (4) した営業できないであり、現にへの変遷なできたの。 (5) た営業できない変更にないては、現じたの変要ないできたの。 (5) た営業できない変更にないては、現じたの変要ないできたの。 (5) た営業できない変更にないては、現じたの変要なのできたの。 (5) た営業できなのに渡した「現在の活動でうなど」、見たいた客様ので、 (5) た営業できなのなどのなど、こと、実体の活動で変換になったこと、 (5) た営業できなのなどのなど、たちまからいては、現在のご能ないた。 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいで、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいで、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいで、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいで、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) た営業ではたいて、 (5) たど、 (5) た営業ではたいでは、 (5) た営業ではたいでは、 (5) た営業ではたいでは、 (5) た営業ではたいでは、 (5) たどを (5) たど、 <li< th=""><th>変更前(2021.12.2 付補正)</th><th>変更後</th></li<>	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 		③ 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるた
 や力・分加できること、具体的な評価項目として以下なる の生またの主要ないたいでは、「設置許可法準規制」第30条の解決を持たて、代表解析の損傷が想定される事故については、「設置許可法準規制」第30条の解決を持たて、ため、格納容器の被消化の正され、定因が変出したことから、体の変化のな利用になって、ため見なが確認し、ことを確認したことから、体的変活の確認になった。 とのな解してきること、して、から消傷の正律最考え、そのな効果をして、から消傷の正律最考え、 の生まの強いできることを確認して、から消傷の正律最考え、 のたいには、「設置許可法準規制」第30条の解決を持たて、代表解析の損傷が想定される事故については、「設置許可法準規制」第30条の解決を持たて、 たが確認するとななる事故については、「設置許可法準定」を確認したことから、体的容器の確認はの正され、		d.b.が達成できない事象においては、原子炉容器外に流出
●・回転電気に適用した通貨の工物電気を安定に発展 ●・定かが意味でシェンリの酸金担ジ維度であること。 ●・デルが意味でよる過程で、声いが選出することを見たの含素を設してたりり ●・デルが意味できる過程で、声いが選出することを見たの含素を認いてきること。 ●・デルが意味できる通知で、これの影響など補助性間を送ってきる。 ●・デルが意味できる通知で、これの影響など補助性間を送ってきた。 ●・デルが意味できる通知で、これの影響など補助性間を送った。 ●・デルが意味できる」 ●・デルが意味できること ●・デルが意味できること ●・デルが意味できるためいできること ●・デルが意味できる。 ●・デルが意味できる。 ●・デルが意味できる。 ●・デルが意味できる。 ●・デルが高速になる。 ●・デルが高速になる。 ●・日本の参加した。 ●・デルの読録をいた。 ●・デルの読みたいでは、「読賞計「基準規則」等 53 糸の解釈を踏まえて、 ●・デルの読みたきれる事故にでったった。 ●・加速量を通知した。ことから、整確できること ●・ビー業電が用できたきまた。 ●・ビー業電が開催できたた。 ●・ビー業の読録が用電読を通知の発行に通知できたとした。 ●・ビー、大規構成できれる事故にでったった。 エムのたちため ●・ビー業の時に通知の発行の差して、 ●・ビーボー酸塩の溶り通識を完たりままたきまた。 ●・ビーボー酸塩の溶り酸塩を完たりできためた。 ●・ビーボー酸塩の溶り酸塩を完たりできためた。 ●・ビーボー酸塩の溶り酸塩を完たりままたできため、 ●・ビーボー酸塩の溶り酸塩を完たりままたとして、 ■ご本のであために、 ■ご本のにより、小の塩 ●・ビーボー酸な、 <td< td=""><td></td><td>保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を記</td></td<>		保持・冷却できること。具体的な評価項目として以下を記
 ② 安全容恐パウングリの健全性が維持できること. ③ 広く容認はてる場合で、定いび留上するまでにたりりび 少りが高圧になる場合では、主印圏改改機器及び補助中間 次:2次技想)の選正を始正できること、自由の注意 ① 主中間熱交機器及び補助中間執交機器及び補助中間 次:2次技想)の選正をおしてきること、自由の注意できること、自己の必須強ます。ここであり、ほん 当該地理できること、 ① 生申問熱交機器及び補助中間執交機器の原子が含 してきな感知うる場合では、主印「熟文機器及の新り中間執交機器の原子が含 してきな感知うる場合では、主の目熟文機器及の新り中間執交機器の原子が含 してきな感知さてきること、 ① 生申問熱交機器及び補助中間執交機器の原子が含 してきな感知うてきること、 ① 生申問熱交機器及び補助中間執交機器の原子が含 してきる。 ② 反射性物質の必要が出ます。ここであり、近 でする。 ③ 格謝容器のの通路を防止することの、の必要 をきること、 ③ 化剤溶器が自然の合助機能が失われ、使用逐器和の損 の上指電の活動を通知機能が失われ、使用逐器和の損 ③ 使用溶機料的環境が患定される事故については、「設置許可及 引きますることを確認したことから、原本の 等器感想所に推断を認定したるす故を運ごし、使用逐感和の損 ④ (1) 使用溶機料的環境の合助機能が失われ、使用逐器和の損 ○ (2) 使用溶機料的環境の合助機能が失われ、使用逐圏の引 いては、「設置許可及 引きまする」 上記の事故をして、大規模な自然気守大は改算にたる大型航空機の前の見ですの方 本のの数相能を変大する事故を運ごし、使用逐感的の相響をなますすかとする。 本の変な上にする自然の支援を変大する事故を運ごして、使用感 素が中心の支援性物震なの合いでは、(認識許可及 引き取りたいる)、 本の動力に対応感をついては、(認識許可及 知らな」の連次を見たてきることで、(4) 本の 加速なりたいするための増差を変大する事故をといて、使用感 本のの数性物震の放正地動用語を認とことを確認 になることで、 		① 安全容器内に流出した損傷炉心物質等を安定に保持
 		② 安全容器バウンダリの健全性が維持できること。
 グリが高圧になる場合には、主申閲熱交換器及び補助中間 な・2 次度第)の過圧を防止できること。具体的公理価値 低・主中間熱交換器及び補助中間点交換器の原子が含ま 性が確定できること。 1. 使いが露出する過差で、炉心が露出するまでに蒸発したす に適出する場合において、格納容器の破損と防止できるこ 定する。 1. 使いが露出する過差で、炉心が露出するまでに蒸発したす に適出する場合において、格納容器の破損と防止できるこ 定する。 1. 経納容器(係下)に適出するナトリウムの熱動影響 なること。 2. 放射性物質の給放出量は、環境への影響をできる方 型定した事象になして、炉心電傷助止情置を認じ、その有効性 変合の影響をできるの、 型定した事象になして、炉心電傷助止情置を認じ、その有効性 の小増置の評価項目を講座することを正わら、停心の 容器域損防止増産る違に、その有効性を許したことから、体納容器の破損は防止され、 注防止される。 2. 反用溶燃料が構成したことから、体納容器の破損は防止され、 注防止される。 2. 反用溶燃料が構成したことから、体納容器の破損は防止され、 注防止される。 2. 反用溶燃料が構成したことから、体納容器の破損は防止され、 注防止される。 3. たんごをから、ために用溶燃料の構造を防止することの情報 4. たんごをかっかりまた。 4. たんごを加速することで、 本の数性も数質の公均機能が完全して、供用溶燃料の構造を防止する。 4. たんごたから、 本の数性も数質の公均機能が完全して、(用溶燃料) 4. たんごため、 なるとなたか料とする。 4. たんごかる(加速数) 4. たんごから、 本の数性も数質の公均機能が完全して、(用溶燃料) 4. たんごから、 本の数性も数量の酸塩に至ることを使想したことのまた。 4. たんごから、 本の数式を定する。 4. たんごから、 本の数式を定する。 4. たたる 4. たんごから、 なる違んではたったる。 4. たんごから、 なる違んではたきなため、 なる違んではたったる。 4. たんごから、 なる違んではたきる。 4. たんごから、 なる違んではたきる。 4. たんごから、 なる違んではたきる。 4. たんごから、 なんの読品を使用の温祉が実まなる。 4. たんごから、 なんごかまたる。 4. たんごから、 なんごから、 なんごから、 なんごから、 なんごから、 たるこの主なる。 5. たんごから、 なんごから、 たること、 なんごから、 たること、 なんごから、 たるこの主なる。 5. たんの注意を読むる。 5. たんの主なる。 5. たんの注意を読むる。 5. たんの注意を読むる。 5. たんの主なる。 5. たんの主なる。 5. たんの主なる。 5. たんの主なる。 5. たんの主なる。 5. たんの主なる。 5. たんの生たる。 5. たんの主なる。 /ul>		e. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでにナトリウ
 佐・2次境界)の過圧を防止できること、具体的な詳価理 ① 主中間熱な換器及び補助中間熱な換器の原子炉含ま <u>生が継続できること。</u> ① 使心薄離する過程で、炉心が置出するまでに蒸発した) <u>たっと次境界</u>)の過圧を防止できること。 ① 使心薄離する過程で、炉心透置けるまでに蒸発した) <u>たっと次</u>量子る。 ① 格納容器(床下)に震出するナトリウムの窓的影響 <u>さること。</u> ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできる方 超定した事象に対して、か心視傷防止措置を満じ、その有効性を評価することにより、(i 進立することを確認したことから、炉心の 容器磁視防止措置を満じ、その有効性を評価することにより、(i 進立することを確認したことから、修納容器の破損に防止され、 は防止される。 (2) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 ことを集な方針とする。 (2) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 ことを集な方針とする。 (1) 本の者しい損俗及び極納容器の破損に広ることを仮想的に混定する。ここでは、事業 広久容により、近心差しい損俗及び極納容器の破損に至ることを仮想的に混定する。ここでは、事業 広久容により引い損俗及び極納容器の破損に至ることを仮想的に混定する。ここでは、事業 本数の拡大を防止するための措置とする。」に知らず確定して、使用済 なことを認知が成置の行み環境出を実たする事故を選定し、使用済燃 なことを実な方針とする。 		ダリが高圧になる場合には、主中間熱交換器及び補助中間
 ① 土中田熱公熟器及び補助中間熱交換器の原子生活法 生が維持できること。 ① 土中田熱公熟器及び補助中間熱交換器の原子生活法 生が維持できること。 ① 火中心が露醒する過程で、中心が露出するまでに熟生した?) に流出する場合において、秘納容器の破損を防止できるこ 定する。 ① 熱納容器(床下)に流出するナトリウムの熱動器 をること。 ② 放射性物質の細放出量は、環境への影響をできるだ 超定した客象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その分効性 防止措置の評価項目を調起することを確認したことから、炉心の 窒器破損防止措置を建し、その分効性 防止措置の評価項目を適足することを確認したことから、炉心の ② 放射性物質の細放出量は、環境への影響をできるだ 超に上部の事故であっ、中心も、「設置許可基準 用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使 用済燃料的損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料的損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、使 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料的損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料的損傷が想定される事故については、「設置許可基準 加速器料貯備設備の合却機能を要失する事故を変定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置をする。 (2)使用済燃料貯備設備の合却機能を要失する事故を変定し、使用済燃 知ら違いなる。 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯備設備の合却機能を要失する事故を変定し、使用済燃料の損傷を防止するための構成(生)とする。 (4) 使用済燃料的増傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯備設備の合力増機能を要失する事故を変定し、使用済燃 料貯備設備の合効機能を要失する事故を変定し、使用済燃料の損害を防止するための構成(生)となる使用が ことを集本方針とする。 (4) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 の当成で加速式がまする。 (4) 使用が構成の合効機能を要求する事故を変定し、使用済燃 の合切機能を要求する。 (4) 使用が構成の合力増能を要求する事故を変定し、使用済燃 の合切機能を要求する意味を変定し、使用済燃 の合切機能を要求する。 (4) が想定される事故を変定し、可能式ホンクなの注 ことなるためとして、使用が 出たる。 (5) ための支払の準備を認定したことから、ための指定とついては、「設置許可基準 の合切機能が生まった。 		次・2次境界)の過圧を防止できること。具体的な評価項
 佐が進発できること。 正が心常融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した? 正応しずる場合において、格納容器の破損を防止できるこ 定する。 ① 格厳容器(床下)に該出するナトリウムの熱的影響 をること。 ② 放射性物質の被放出量は、環境への影響をできるた 想定した半条に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性 防止増置の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の 容整破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、(i 満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、 过防止される。 (2)使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を爽失する事故を運定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を爽失する事故を運定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じ ることを基本方針とする。 (2)使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を爽失する事故を運定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を爽失する事故を運定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を変更した。とから、格納容器の破損は防止され、 过防止される。 (2)使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を要失する事故を運定し、使用済燃 ることを基本方針とする。 生活の事故を上回る事象として、大規構な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、近心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 耐労への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 		 主中間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却
・ 近の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は放産による大型航空機の衝突その他のテロン ・ 近の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は放産による大型航空機の衝突その他のテロン ・ (2) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、 間、着燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を漫定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 は防止なれる。 (2) 使用済燃料的損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、 間、方面事故を見て、 たもの市地機能を喪失する事故を漫定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 である主義のの冷却機能を喪失する事故を漫定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置をする。 (2) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 である主人のなどのかなしていてき、「設置許可基準 (2) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 たことを基本方針とする。 (2) 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 たた感したことを確認したことから、 (4) 時式燃発の資源の治力機能を喪失する事故を運定し、使用済燃 などを基本方針とする。 (4) 時式の資本が加速設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃 などを基本方針とする。 を加速してるとを変換がに加速した。 がたして、 は一次の支援地が (4) 時式の資本が がたる。 になるが、 になるが、 がおし渡るのが、 などの、 の 能力が変大なが、 の主ながたるがにするかのが生まるが、 になるのが、		性が維持できること。
 (1) 市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市市		f. 炉心が溶融する過程で、炉心が露出するまでに蒸発した
 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準」 など本本が封たする。 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準」 方燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損害の冷却機能を喪失する事故をとして、使用済 (2)使用済燃料が開設の冷却機能を喪失する事故を送定し、可能式ボンブ及び対 ことを近に未冷却や化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却 なき事故の起大を防止するための措置をする。これらの事故にあっの差徴などです。 		に流出する場合において、格納容器の破損を防止できるこ
 ① 格納容器(床下)に流出するナトリウムの熟的影響 さること。 ① 格納容器(床下)に流出するナトリウムの熟的影響 きること。 ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるが 想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を びかの 空高にと。 ② 放射性物質の総放出量は、環境への影響をできるが 想定した事象に対して、炉心損傷防止措置を講じ、その有効性を が上間 の評価項目を満足することを確認したことから、炉心の 容器破損防止措置を認じ、その有効性を評価することとにより、(i 満足することを確認したことから、格納容器の破損は防止され、 は防止される。 (2)使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 方が一の有効機能を喪失する事故を遷定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を請じ ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は放意による大型航空機の衝突その他のラロロ ズム等により、炉心の著しい損傷及び協納容器の破損に至ることを反想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 第二、 などに水冷却浄化設備の冷却地壊亡を喪失する事故をして、使用済 なとして、使用済 などに水冷却浄化設備の方却壊亡を喪失する事故をして、使用済 なとして、使用済 などに水冷却浄化設備の方却壊亡を喪失する事故をして、使用済 ことをびに水冷却浄化設備の方却壊亡を完全に、可搬式ボンブ及び方 こと並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却 などのの洗水が維持される水(広)となる値ま の遊拡入空防止するための措置とする。これもの事故にあっ の読水が維持される水(広)となる値ま などのに水浴維持される水(広)となる値ま の 近大空防止するための指置 (1) たちの (1) たちの (1) たちの (1) たちの (1) たちの (2) 使用済 (3) たちの (4) たちの (4) たちの (5) 本方的 (5) 本方はたちろ (5) 本方は などの意による(1) たちの (4) たちの (5) 本方的 (5)		定する。
 		 ① 格納容器(床下)に流出するナトリウムの勢的影響
		きること.
 金の加工にないまた。 なったることではない なんなしていない などした事象に対して、炉心相傷防止措置を講じ、その有効性 がため などした事象に対して、炉心相傷防止措置を離じ、その有効性 がの などした事象に対して、炉心相傷防止措置を離じ、その有効性 がの などした事象に対して、炉心相傷防止 などした事象に対して、炉心相傷防止 などした事象に対して、炉心相傷防止 などした などした事象に対して、炉心相傷防止 などした などした などした などした などして、 がられていては、 (記書を確認 などした などの などの など <td></td><td>2 b b b c <thc< th=""> <thc< th=""> <thc< th=""> <thc< th=""></thc<></thc<></thc<></thc<></td>		2 b b b c <thc< th=""> <thc< th=""> <thc< th=""> <thc< th=""></thc<></thc<></thc<></thc<>
 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料防蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料防蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料防蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料防蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準		相定した事象に対して 恒心損傷防止措置を講じ その有効性
 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を送定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を送定し、使用済燃料		防止措置の評価項目を満足することを確認したことから「恒心の
 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故をごといては、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故をごといては、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故をごといては、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料比蔵設備の冷却機能を喪失する事故を運定し、使用済燃料比較になった。 		家哭破損防止措置を講じ、その有効性を評価することにより、
 使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じ ことを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 出記の事故を防止するための措置を講じることを基本方針とする。 正記の事故を追求した。 		満足することを確認したことから、格納容器の破損け防止され
使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を請じ ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。		は防止される。
使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じ ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 と記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。		
使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使用済燃料的損傷が想定される事故については、「設置許可基準 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講に ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 にと並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却 を事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっ の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま		(2)使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損
使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じ ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 近代 の		
用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講じ ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 こと並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却 を事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっ の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま	使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、低	使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準
ることを基本方針とする。 上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 「外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま	用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講し	ン 用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃
上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま	ることを基本方針とする。	ることを基本方針とする。
ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業 所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 正と並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却を を事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっ の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま	上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロ!	し 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故として、使用済
所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。 ごと並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷却 を事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあった の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま	ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定する。ここでは、事業	<u> 用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故を選定し、可搬式ポンプ及びホ</u>
を事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっ の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま	所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。	<u>こと並びに水冷却浄化設備サイフォンブレーカーにより、水冷</u> 去
の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま		を事故の拡大を防止するための措置とする。これらの事故にあっ
		の遮蔽及び使用済燃料頂部の冠水が維持される水位)となる値ま
があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給す		があり、可搬式ポンプ及びホースにより、水冷却池に水を供給す
である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上		である。また、これらの措置により、水冷却池の水位を基準以上
界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃		界管理に係る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃
却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。		却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。
(3) タ 書 の お 射 性 物 暦 笑 を お 出 す ス 重 始 を 起 ラ ス 重 免		(3) 多量の放射性物質等を放出すス重故を超ラス重象
多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として、多量		多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として、多量

だけ小さくとどめるものであること。
出した損傷炉心物質等を安全容器内にて
設定する。
寺・冷却できること <u>。</u>
<u>ウムの蒸発が生じ、原子炉冷却材バウン</u>
<u> 閉熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ (1</u>
<u>頁目として以下を設定する。</u>
却材バウンダリ(1 次・2 次境界)の健全
冷却材 (ナトリウム) が格納容器 (床下)
こと。具体的な評価項目として以下を設
響に対して、格納容器の健全性が維持で
だけ小さくとどめるものであること。
Eを評価することにより、(i)炉心損傷
D著しい損傷は防止される。また、格納
ii)格納容器破損防止措置の評価項目を
施設からの多量の放射性物質等の放出
員傷が想定される事故
準規則」第 53 条の解釈を踏まえて、使
然料の損傷を防止するための措置を講じ

済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故及び使 ホースにより、水冷却池に水を供給する いからの水の漏えい量を抑制すること っては、水冷却池の水位が基準(放射線 たで低下するのに十分な期間(約59日) たる措置(必要な期間:約2日)は有効 とに維持することで、使用済燃料等の臨 燃料等が損傷した場合にあっても、水冷

の放射性物質等を放出する事故で想定

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、その拡大を防止す
	た事態を想定することとし、大規模な自然災害又は故意による大型
	により、炉心損傷及び格納容器の破損並びに大規模なナトリウム火
	大規模な自然災害にあっては、本原子炉施設の特徴を踏まえ、格
	び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、漏えいしたナトリウムに
	する。大規模ナトリウム火災の想定に当たっては、相対的に安全分
	ウム漏えいを基本として想定する。格納容器(床下)は、機器の携
	化が維持されない場合を想定する。故意による大型航空機の衝突に
	ウム火災の重畳を想定し、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝
	壊し、漏えいしたナトリウムによる大規模な火災を想定する。
	している状態を含む。)に応じて、大規模な火災の消火活動、炉心
	対策及び事業所外への放射性物質の放出抑制対策等を柔軟かつ適切
	基本方針とし、消火活動及び放射性物質の放出低減のために必要な
	整備する方針とする。
添付書類十の以下の項目参照 4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある	事故 添付書類十の以下の項目参照 4. 多量の放射性物質等を放出するおそ

<u>するための措置が有効に機能しなかっ</u> 型航空機の衝突その他のテロリズム等 火災に至る事象として考える。

格納容器(床上)、格納容器(床下)及 による大規模なナトリウム火災を想定 余裕が小さい機器の損壊によるナトリ 損壊に加え、窒素雰囲気による不活性 にあっては、油火災と大規模なナトリ 衝突を受けた建物に内包する設備が損

び地震により複数の設備が同時に損壊 い損傷の緩和対策、格納容器破損の緩和 回に組み合わせて対策を講じることを な手順書、体制及び資機材等を適切に

それのある事故

変更前(2021.12.2付補正)

(一次冷却系統設備) 第五十五条 (省略)

適合のための設計方針

1 について

一及び二 原子炉施設には、一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つ の回路から構成し、各回路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を 一定に保持するため、オーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いら れ、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、炉心の冷却を行った 後、又は原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主 中間熱交換器で2次冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流する。1次主冷却系は、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、予想される静的及び動的圧力、熱応力、 地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐えるように、また、2次主冷却系と相まって、 適切な冷却能力を有するように設計する。

- 三 原子炉容器内における1次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルか ら、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を経由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上 部に取り付けられた冷却材出口ノズルより流出する。原子炉容器内部構造物等は、その変形、破 損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選 定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、原子炉容器内部構造物の変形、破損及 びはく離等が生じた場合にあっても、炉心の冷却機能を維持するよう設計する。
- 2 について

一及び三 原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに、回転プラグが原 子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。また、原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却 系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷却材バウンダリに、1次 主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウ

1 について

(一次冷却系統設備) 第五十五条 (変更なし) 適合のための設計方針 一及び二<u>について</u> 原子炉施設には、1 次冷却材が循環する回路を構成する設備及びその附属設備から構成する-次冷却設備を設ける。一次冷却設備は、以下により構成する。 ・1次冷却材が循環する原子炉容器、炉心構造物及び1次主冷却系 ・原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器、1次主冷却系等 ・原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する回転プラグ、1次アルゴンガス系 ・ナトリウム予熱設備 一次冷却設備として、1次主冷却系を設ける。1次主冷却系は、二つの回路から構成し、各回 路には1次主循環ポンプを、また、1次主循環ポンプ内の冷却材液面を一定に保持するため、オ ーバフローカラムを設ける。1次冷却材には、液体ナトリウムが用いられ、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、炉心の冷却を行った後、又は原子炉停止時に 原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去した後、主中間熱交換器で2次冷却 材と熱交換し、原子炉容器に還流する。原子炉冷却材バウンダリを構成する原子炉容器及び1次 主冷却系等は、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、予想され る静的及び動的圧力、熱応力、地震力等あるいはそれらの組合せに対し十分に耐える強度を有す ることを詳細設計における応力評価値が許容応力値を下回ること等により確認する。また、2次 主冷却系と相まって、適切な冷却能力を有するように設計する。なお、原子炉冷却材バウンダリ

を構成する機器・配管系は、耐震重要度分類Sクラスの施設に該当する。

三 について

原子炉容器内における1次冷却材は、原子炉容器の下部に取り付けられた冷却材入口ノズルか ら、原子炉容器内に流入し、炉心支持構造物を経由し、燃料集合体に導入され、原子炉容器の上 部に取り付けられた冷却材出ロノズルより流出する。原子炉容器内部構造物等は、その変形、破 損及びはく離等により、燃料集合体の冷却機能が阻害される可能性が小さくなるように、材料選 定、設計及び製作を行うとともに、1次冷却材の流路は、炉心燃料集合体のエントランスノズル 部等において、複数のオリフィスを配置し、原子炉容器内部構造物の変形、破損、はく離等が生 じた場合に、一つの流路が確保されない場合にあっても、他の流路により、炉心の冷却機能を維 持するよう設計する。

2 について

一及び三 について

原子炉冷却材バウンダリは、原子炉容器本体、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリ ウム充填・ドレン系の容器・配管・ポンプ・弁の一部が該当する。 原子炉カバーガス等のバウンダリは、原子炉容器本体、1次アルゴンガス系、1次主冷却系、

変更後

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<u>ンダリに該当する。</u> 原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機	1次オーバフロー系及び1次ナトリウム充填・ドレン系の
器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度	回転プラグが該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子
の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷	る機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設
却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成する機器に加わる負荷に耐えるも	応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ
のとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異	炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリ
常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するよ	ものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがない。
うに設計する。	常な過渡変化時及び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じな
	うに設計する <u>ものとしており、原子炉冷却材バウンダリ又</u>
	該当する機器の材料には、高温強度及びナトリウムとの共
	た、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準
	とし、プラント寿命中想定される回数の予想される運転状態
	地震荷重等の必要な組合せに対して、十分な強度を有する
	許容応力値を下回ること等により確認する。
	二及び四 について
及び1次補助冷却系(機器・配管)については二重構造とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの	
破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液	次補助冷却系(機器・配管)については一重構造とすると
位を必要な高さに保持できるものとする。さらに一当該一重構造の間隙にナトリウム漏えい検出	ろことに上り 万一 原子炉冷却材バウンダリの破損が生
思える夏は向くにはいいてです。こうに、コ欧二重時足の向外にディックシュ 深た、彼日 哭を設けることで 原子恒冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを検出で	トリウムの漏えい拡大を防止し 1 次冷却材の液位を1 次
まろものとすろ	高さ(百子恒容哭诵堂ナトリウム海位-810mm)に保持でき
	が開催した がな構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を
	バール に に に に に に に に に に に に に に に に に に に
	$\sum_{n=1}^{\infty} \sum_{j=1}^{\infty} \sum_{i=1}^{\infty} \sum_{j=1}^{\infty} \sum_{j=1}^{\infty} \sum_{j=1}^{\infty} \sum_{i=1}^{\infty} \sum_{j=1}^{\infty} \sum_{i$
五 1次主公却玄笙のカバーガスは	な。 五 たついて
ユード(工作4)、キジスパーンスパは、「「ススパニノ」前語 マノノと注意しており、「「ススパニノ」前語	1 次主 冷却 玄笙のカバーガスけ 呼吸ガス圧力調整へ ッ
トルが動するため 圧力が上見した際にけ 呕吸ガス圧力調整へ ッダトル低圧タンカにアルゴン	1 (八王川
より変動するにの、圧力が上升した际には、呼吸ルヘ圧力調整、ソクより低圧クシクにアルコン	・ソクは、供和クンク及び国圧クンクに按照される。 ルハ
ルへを排入することで、圧力が低下した际には、供和クマクより呼吸ルへ圧力調整へックにノル ゴンガスな供給ナスことで、セガルでもな字はとれた禁囲中に制御ナス。また、このれば	より変動りるにめ、圧力が上升した际には、呼吸ルへ圧力
コンガスを快福することで、ガバーガスの圧力を足められた範囲内に前仰する。また、このガバ ガスの圧力な防想力でことで、原乙偏力が、ガス筋のドウンガルからの原乙偏力が、ガスの混	カヘを排気りることで、圧力が低下した際には、供給タイ
ーガスの圧力を監視することで、原子炉ガバーガス等のパリンタリからの原子炉ガバーガスの痛	コンガスを供給することで、ガバーガスの圧力を定められ
こいを検出する。なわ、低圧タンクに排気されにアルコンガスは、必要の都度、気体廃業物処理 記(供)に対したたえ	ーカスの圧力を監視することで、原子炉カバーカス等のバ
設備に排出される。	えいを検出する。 なわ、低圧タンクに排気されたアルコン 記様に掛けたたえ
	設備に排出される。
	(変更なし)

2容器・配管・ポンプ・弁の一部並びに デクカバーガス等のバウンダリに該当す 計基準事故時に生ずる衝撃、炉心の反 "歪み、膨張による熱応力その他の原子 を構成する機器に加わる負荷に耐える ように、また、通常運転時、運転時の異 いよう、十分な破壊じん性を有するよ <u>には原子炉カバーガス等のバウンダリに</u> 一を性に優れ、かつ、低温においても高 <u>ステナイト系ステンレス鋼を用いる</u>。ま 事故時の熱的過渡変化を緩和する設計 態において生じると考えられる熱荷重、 しことを詳細設計における応力評価値が

を保持する部分)、1次主冷却系及び1 <u>ともに、仕切板等により容積を制限す</u> こにた場合においても、冷却材であるナ <u>、主冷却系による崩壊熱の除去に</u>必要な きるものとする。さらに、当該二重構造 <u>トリウムが堆積する適切な位置に、単</u> <u>2複数</u>設けることで、原子炉冷却材バウ <u>いに、かつ、確実に</u>検出できるものとす

ッダと連通しており、呼吸ガス圧力調整 ベーガスの圧力は、冷却材の温度変化に つ調整ヘッダより低圧タンクにアルゴン くクより呼吸ガス圧力調整ヘッダにアル れた範囲内に制御する。また、このカバ ベウンダリからの原子炉カバーガスの漏 くガスは、必要の都度、気体廃棄物処理

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 添付書類八の以下の項目参照 3. 原子炉本体 5. 原子炉冷却系統施設 	 添付書類八の以下の項目参 3. 原子炉本体 5. 原子炉冷却系統施設



変更前(2021.12.2付補正) 変更後 (残留熱を除去することができる設備) (残留熱を除去することができる設備) 第五十六条 (省略) 第五十六条(変更なし) 適合のための設計方針 適合のための設計方針 一及び二 について 原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する。1次主冷却系 原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備から構成する。1次主冷却系 及び2次主冷却系は、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、炉心の冷 及び2次主冷却系は、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、炉心の冷 却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃 却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃 料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視す 料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視す ることが必要なパラメータが設計値を超えないように設計する。 ることが必要なパラメータ(原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧力及び 温度)が設計値を超えないように設計する。 ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次冷却 材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併せて除去 する。なお、通常運転時の1次冷却材温度は、原子炉出口で約456℃、原子炉入口で約350℃であり、2 次冷却材温度は、主中間熱交換器出口で約 440℃、主中間熱交換器入口で約 320℃である。 燃料は、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 炉トリップ信号の作動に伴う原子炉の自動停止等の措置を講じる<u>ことにより、炉心の燃料、被覆管及び</u> 冷却材の各温度について、許容設計限界である熱設計基準値を超えることがないように設計されている。 また、当該事象において、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれはなく、かつ、事象の過程において 他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じることがないため、原子炉冷却材バウンダリの健全 性を維持するために監視することが必要なパラメータは設計値を超えない。 添付書類八の以下の項目参照 添付書類八の以下の項目参照 5. 原子炉冷却系統施設 5. 原子炉冷却系統施設 添付書類十の以下の項目参照 添付書類十の以下の項目参照 2. 運転時の異常な過渡変化 2. 運転時の異常な過渡変化 3. 設計基準事故 設計基準事故



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)	(最終ヒートシンクへ熱を輸送することができる設備)
第五十七条 (省略)	第五十七条(変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
 1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、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、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熟その他の残留熱を除去し、燃料の 許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材パウンダリの健全性を維持するために監視すること が必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できる ように設計する。 10、注金冷却系 10、注金冷却系 11、丸主衛環ボンブの駆動用主電動機による強制循環運転(低速運転:ランバック制御)によ の、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熟その他の残留熱を除去することを基本 とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主領環ボンブに係る故障時を除くものとする。 11、次主領環ボンブの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、 直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主領環ボンブに設ける。 11、11、次主領環ボンブの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常常冷却設備として、 直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1次主領環ボンブに設ける。 11、1次主領環ボンブの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常用冷却設備として、 直流無停電電源系よりで駆逐が出ても少くた場合に使用する非常常の自設構成として、 直流無停電電源系よりで駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常常冷却設ける。 11、1次主領環ボンブの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常常の冷却設置として、 直流無停電電源系よりで駆逐を供給するポニーモータを各1次主領環ボンブに設ける。 11、1次主領環ボンブの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常常の冷却にはいて発生した崩壊熟その他の残留 熱を除たする。 12、文字治却などうの駆動用主電動機の電源が喪失した場合に使用する非常常のの洗剤を除くものとする。 13、大学が停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熟その他の残留 熱を除たする。	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ま 熱は、最終ヒートシンクである大気に確実に伝達できるように設計 1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、運転時の時において、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱 容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全 必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒー うに設計する。 1次主冷却系 1次主冷却系 1次主循環ボンブの駆動用主電動機による強制循環運車 9、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱 とする。ただし、外部電源喪失時及び1次主循環ボンブに4 1次主循環ボンブの駆動用主電動機の電源が喪失した場 直流無停電電源系より電源を供給するポニーモータを各1後 1次主循環ボンブの駆動用主電動機及びボニーモータれ 系の冷却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器中 留熱を除去する。 2次主冷却系 2次主冷却系 2次主冷却系に、冷却材の自然循環により、主中間熱交換器 式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱を輸送する 添付書類八の以下の項目参照 原子炉冷却系統施設 ※付書類十の以下の項目参照 設計基準事故



変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
(計測制御系統施設)		(計測制御系統施設)
第五十八条 (省略)		第五十八条 (変更なし)
適合のための設計方針	_	適合のための設計方針
原子炉施設には、炉心、原子炉治却材パウングリ、原子炉カバーガス等のパウングリ及び格納経 ウングリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメータ 通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視すス の計測制御系統施設として、炉心の中性子東密度を監視するための検計装(起動系、中間出力系及 形出力系の3系統)及び原子炉冷却材パウングリ及び原子炉カバーガス等のパウングリの圧力及び 1次主冷却系の温度及び流量 <u>格納容器内の圧力及び温度等を測定するためのプロセス計装を設け</u> これらの計測制御系統施設は、設計基準事故が落生した場合の状況を把握し、及び対策を講ずるた 必要なパラメータを設計基準事故時に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 視及び記録できるものとする。	容々る及 温 す た たおをた び 温 る め りが、め 線 、。 に 監	 一及び二 について 原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために関通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範の計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を監視するための形出力系の3系統)、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガ1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内の圧力及び温度等におる。これらの計測制御系統施設は、通常運転時及び運転時の異常測定範囲を有するものとする。 三 について 計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を把握バラメータを、設計基準事故時に想定される環境下において、十分び記録できるものとする。当該パラメータには、「線形出力系検討!! 出口冷却材温度」、「原子炉入口冷却材温度」、「原子炉容器内液位」、 「広力及び温度」が該当する。これらについては、通常運転時、設計の原子炉停止時の値並びに関連する原子炉保護系の作動設定値を行ことで、十分な期間にわたり、設計基準事故が発生した場合の状況できるものとする。 さらに、これらのパラメータは、中央制御室において監視できる転向のようメータを、設計基準事故時に認て、迅速な対応転員が「線量告示」に定められた線量限度を超える放射線被ぼくをした設計としており、これらのパラメータを、設計基準事故時に想開にわたり監視及び記録できる。 なお、「放射性物質の放出量の把握」、「周辺環境における放射線 屋立入りのための放射線量率の状況の把握」は、放射線管理施設でモニタリングポスト」及び「格納容器内高線量エリアモニタ」により達成さの温度、圧力等の情報とともに、事故状況の把握や事故処理操作に

ニガス等のバウンダリ及び格納容器バ こ監視することが必要なパラメータを、 る範囲内に制御し、かつ、監視するため かの核計装(起動系、中間出力系及び線 ガス等のバウンダリの圧力及び温度、 等を測定するためのプロセス計装を設 点常な過渡変化時においても想定される

四握し、及び対策を講ずるために必要な 一分な測定範囲及び期間にわたり監視及 計装指示値(3チャンネル)」、「原子炉 立」、「1次冷却材流量」、「格納容器内の 計基準事故時及び設計基準事故収束後 を包絡する十分な測定範囲を確保する 、況を把握し、及び対策を講ずることが

<u>きるものとしている。中央制御室は、運</u> 対応をするために、必要な操作を行う運 、を受けないように、適切な遮蔽を確保 こ想定される環境下において、十分な期

線量率等の状況の把握」、「従事者の建 設である「排気筒モニタ」、「屋外管理用 こより達成される。「放射能障壁の健全 される。これらの情報は、プラント内 作に有益な情報となる。

変更前(2021.12.2 付補正)	
 (添付書類八の以下の項目参照 6. 計測制御系統施設 	



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(原子炉停止系統)	(原子炉停止系統)
第五十九条 (省略)	第五十九条(変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
1 について	1 について ー について
原子炉施設には、原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動系並びに後備炉停止制御棒及び後 炉停止制御棒駆動系を設ける。原子炉スクラム時には、制御棒及び後備炉停止制御棒を、自重等によ 炉心に挿入することで原子炉を停止する。制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独 したものを設ける。制御棒4本を炉心第3列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨男 移行することができる設計とする。また、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合におい も、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、原子炉を未臨界に移行すること でき、かつ、低温状態において未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒については、同一 構造及び機能を有する2本の独立したものを設ける。後備炉停止制御棒2本を炉心第5列に配置する のとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行することができる設計とする。	 検備 原子炉施設には、原子炉停止系統として、制御棒及び制御棒駆動 ケ停止制御棒駆動系を設ける。<u>制御棒及び制御棒駆動系と後備炉</u>体 <u>熱は相互に独立したものを設けるものとし、制御棒及び制御棒駆動</u> ケ停止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転 ケ府止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転 ケ府止制御棒駆動系は、それぞれの想定される環境条件及び運転 ケ府止人偶発的故障や地震等の自然現象等による共通要因又は従期 かれない設計とし、主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも 原子炉スクラム時には、制御棒及び後備炉停止制御棒を、自重等に 6 停止する。 二及び三 について 制御棒については、同一の構造及び機能を有する4本の独立した 3 列に配置するものとし、その挿入により、原子炉を未臨界に移行 各制御棒に使用する4式の独立した制御棒駆動系を設ける。制御権 以上とし、反応度価値の最も大きな制御棒1本が固着した場合にお 余裕を確保できるよう設計することから、通常運転時、運転時のり に、原子炉を未臨界に移行することができ、かつ、低温状態(ここを維持できるものとする。 後備炉停止制御棒については、同一の構造及び機能を有する22 止制御棒2本を炉心第5列に配置するものとし、その挿入により、 きる設計とする(ここでは、350℃の体系)。後備炉停止制御棒の反応 350℃の体系において、原子炉を未臨界に移行することができる。 る2式の独立した後備炉停止制御棒駆動系を設ける。原子炉保護 した盤に設置することで、独立性を確保した設計とする。 なお、原子炉保護系が作動した場合には、制御棒及び後備炉停止
2 k γ k γ	 計基準事故等の評価においては制御棒の挿入のみを考慮する。 スクラム時挿入時間(制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度 以下とする。 2 について
2 1 2 1 2 1 2 1 2 1 2 1 2 1 2 2 2 2 2 2	、 ・ う 一 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率け 相定される反応
「「「「「「」」」」」」、「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「	
~ / / 及しか」 ゲルバ・ ルハキッパ・ソイソフ を取頂ビリ、ルラ、ゲロッロ400歳能と頂なりよりなゲル 「「小支持構造物又け原子に内部構造物の増極を起こさたいものとする」「法付聿頪 10 9 運転時の界	
^ ' ' スパーサビカスは赤」 / 「 ') 印音地100/19家で起こでない ひのとりる。 ' 你的音波 10 - 2. 運転时のま	<u>* // 'ロズ111時に10/スは/示 // r 1 印1時に10/07</u> 損数を応こさなv , 50/2 5

動系並びに後備炉停止制御棒及び後備 停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動 動系並びに後備炉停止制御棒及び後備 時の状態において、物理的・電気的に 属要因によって同時にその機能が損な も、原子炉を停止するように設計する。 により炉心に挿入することで原子炉を

たものを設ける。制御棒4本を炉心第 行することができる設計とする。また、 <u>kk (4本)の反応度価値は0.070 Δ k/k</u> おいても0.015 Δ k/k以上の反応度停止 異常な過渡変化時及び設計基準事故時 <u>こでは、100℃の体系)</u>において未臨界

本の独立したものを設ける。後備炉停 、原子炉を未臨界に移行することがで に応度制御能力は 0.014 Δ k/k 以上とし、 きるよう設計することから、通常運転 。また、各後備炉停止制御棒に使用す 系と後備炉停止系用論理回路は、独立

止制御棒を切り離すものとするが、設

度価値 90%挿入までの時間) は、0.8s

度投入事象に対して原子炉冷却材バウ 炉心の冷却機能を損なうような炉心、 する。「添付書類 10 2.運転時の異常

赤玉头 (0001 10 0 仕掛子)	赤玉は
	发史後
な過渡发化 2.2 禾臨界状態からの制御棒の異常な引抜き」 <u>及び</u> 「添付書類10 2. 運転時の異常な過渡	な 週 彼 変化 2.2 不 臨 界 状態からの 制御棒の 異常な 引抜き」、「添付
変化 2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」に示すように、想定される反応度投入事象に対して原	2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き」 <u>及び「添付書類103.</u>
子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリの破損、及び炉心の冷却機能を損なうよう	<u>事故」</u> に示すように、 <u>原子炉冷却系統、原子炉停止系統、反応度</u>
な炉心、炉心支持構造物又は原子炉内部構造物の損壊が生じることはない。	<u>回路の機能と併せて機能することにより、</u> 想定される反応度投入
	及び原子炉カバーガス等のバウンダリの破損、及び炉心の冷却機
	物又は原子炉内部構造物の損壊が生じることはない。
3 について	3 について
(省略)	(変更なし)
添付書類八の以下の項目参照	添付書類八の以下の項目参照
3. 原子炉本体	3. 原子炉本体
6. 計測制御系統施設	6. 計測制御系統施設
添付書類十の以下の項目参照	添付書類十の以下の項目参照
2. 運転時の異常な過渡変化	2. 運転時の異常な過渡変化
3. 設計基準事故	3. 設計基準事故

付書類10 2. 運転時の異常な過渡変化
設計基準事故 3.3 燃料スランピング
制御系統、計測制御系統及び安全保護
事象に対して原子炉冷却材バウンダリ
能を損なうような炉心、炉心支持構造

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(原子炉格納施設)	(原子炉格納施設)
第六十条 (省略)	第六十条(変更なし)
適合のための設計方針	適合のための設計方針
原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設等 から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリート壁 との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。 格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス部 は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、設計 基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される放射性 物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏えいするこ とにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質の濃度を低下 させるように設計する。	1 について 原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常 から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設 との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。 格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えるこ は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るよう 基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにする 物質を低減するように、かつ、設計基準事故その他の格納容器か とにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉 させるように設計する。 <u>アニュラス部排気設備は、通常運転時に</u> 持するためのものである。また、アニュラス部排気設備は、非常 と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転時 イルタ(アニュラス部常用排気フィルタ)を経由し、主排気筒か ソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由 用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコール の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される
格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性を 損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通じて の漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。 格納容器及び隔離弁 で構成される格納容器バウンダリは、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瞬 間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏 えい率を超えることがないように設計する。	 2 について 格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常 び設計基準事故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん 機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計する 格納容器耐圧部の材料には、設計圧力、設計温度及び荷重条件 有し、かつ、溶接性の優れた炭素鋼を使用する。最低使用温度を 十分な破壊じん性を有することを確認し、所定の漏えい率を超え 3 について 格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離 格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している2次主 いては、事故の収束に必要な系統の配管であって、当該配管を通
	の作動信号により、自動的に閉止されるものとする(通常運転時除く。)。また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その 隔離を解除することができるものとする。隔離弁は、非常用電源 っても隔離機能を喪失することがないものとする。また、閉止後

7用換気設備からなる工学的安全施設等 は、格納容器及び外周コンクリート壁

とがないように、また、アニュラス部 に設計する。工学的安全施設は、設計 ため、格納容器から放出される放射性 ら気体状の放射性物質が漏えいするこ 格納施設内の放射性物質の濃度を低下 ため、アニュラス部を負圧状態に維 て用換気設備である非常用ガス処理装置 において、アニュラス部排気設備のフ ら放出されるが、原子炉保護系(アイ して、主排気筒から放出される。非常 がフィルタを有し、格納容器内に粒子状 放射性物質を低減する機能を有する。

ご運転時、運転時の異常な過渡変化時及 ↓性を有し、かつ、適切に作動する隔離 。

:等の使用条件に対して、十分な強度を :考慮した衝撃試験により、使用材料が .ることがないものとする。

(弁を設ける。ただし、原子炉運転中に に、「おいて2次補助冷却系の配管につ らしての漏えい量が十分許容される程度 、原子炉保護系(アイソレーション) において、事前に「閉」とするものを 閉止操作だけでなく、必要な場合には、 認備から電力を供給し、単一故障によ に駆動動力源が喪失した場合にあって

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	も、隔離機能を喪失しないものとする。原子炉運転中に格納容器の
	配管については、格納容器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を
	内側又は外側において閉口している配管については、それぞれ格納
	を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回
	隔離弁を設けないことができる。逆止弁を用いる場合は、原子炉格
	炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その逆止弁に対する
	も、必要な隔離機能が重力等によって維持されるものとする。
	<u>4 について</u>
なお、格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格	通常運転時において、 <u>アニュラス部</u> の内部を負圧状態に維持し得
納容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を窒素雰囲気とする(ただし、原子炉停止中におい	設ける。 <u>アニュラス部排気設備の排風機は、非常用ディーゼル電源</u>
て、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これらの	ス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結
圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整設備か	たガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ
ら構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時において、そ	が、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常
の内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気設備は、非	筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能
常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガスは、通常運転	し、格納容器内に <u>粒子</u> 状の放射性物質が放出される事故時等におい
時において、アニュラス部排気設備のフィルタを経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(ア	低減する機能を有する。アニュラス部排気設備の排風機及び非常用
イソレーション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非	ても、その安全機能が達成できるように、2 基設けるものとする。
常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体	
状の放射性物質が放出される事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。	
添付書類八の以下の項目参照	添付書類八の以下の項目参照
9. 原子炉格納施設	9. 原子炉格納施設
添付書類十の以下の項目参照	添付書類十の以下の項目参照
3. 設計基準事故	3. 設計基準事故
1 0 关考文献	1 9 关考文献
1.3 沙芍乂臥	1.7

器の内側及び外側において開口している 弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の 各納容器の内側又は外側に1個の隔離弁 閉回路を形成している配管については、 戸格納容器の壁を貫通する配管に、原子 する逆圧がすべて喪失した条件において

し得るように、アニュラス部排気設備を <u>電源系に接続するものとする。</u>アニュラ 車結される。アニュラス部より排気され レタを経由し、主排気筒から放出される 非常用ガス処理装置を経由して、主排気 生能フィルタ、チャコールフィルタを有 るいて、環境に放出される放射性物質を 常用ガス処理装置は、単一故障を仮定し



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
 (1)原子力安全表員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審査における一般公衆の線量評価について」、平成元年3月27日丁率(平成13年3月29日一部改訂) (2)原子力安全表員会、「水治却型試験研究用属子炉施設に関する安全設計審査指針」、平成3年7月18日決定(平成13年3月29日一部改訂) (3)原子力規制委員会、「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」、原規研究第13112721号、平成25年11月27日制定 	 (1)原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全審社 て」、平成元年3月27日丁承(平成13年3月29日一部改 (2)原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設に居 月18日決定(平成13年3月29日一部改訂) (3)原子力規制委員会、「試験研究の用に供する原子炉等の付 則の解釈」、原規研発第13112721号、平成25年11月27日 (4)Specific Safety Requirements (No.SSR-3) "Safety of R 2016) (5)広域的な火山防災対策に係る検討会(第3回)資料2 (6)「シラスコンクリートの特徴とその実用化の現状」武法 2004 (7)「新編火山灰アトラス[日本列島とその周辺]第2刷 (8)「理科年表(2017)」国立天文台編 (9)「火山環境における金属材料の腐食」出雲皮人、末吉3

審査における一般公衆の線量評価につい 改訂) 三関する安全設計審査指針」、平成3年7 D位置、構造及び設備の基準に関する規 日制定 Research Reactors"(IAEA September 2 内閣府 式若耕司,コンクリート工学, Vol.42, 別」町田洋ほか,東京大学出版会,2011

<u>秀一他,防食技術 Vol. 39, 1990</u>

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(2.プラント配置並びに建物・構築物の概要)】

2.1 全体配置	2.1 全体配置
大洗研究所(南地区)の敷地の面積は、約160万m ² であり、大洗研究所(北地区)と共用し	大洗研究所(南地区)の敷地の面積は、約160万m ² であ
ている。当該敷地の東西の幅は約1.2km、南北の幅は約1.9kmである。原子炉の炉心の中心から敷	ている。当該敷地の東西の幅は約1.2km、南北の幅は約1.9km
地境界までの最短距離は東方向に約 180m である。大洗研究所(南地区)敷地内には、原子炉	地境界までの最短距離は東方向に約 180m である。大洗研究
の炉心の中心より南方向約 640m の位置に重水臨界実験装置がある。なお、西方向約 620m の位	の炉心の中心より南方向約 640m の位置に重水臨界実験装置
置及び約 640m の位置には、それぞれ大洗研究所(北地区)の JMTR 原子炉施設及び HTTR 原子	置及び約 640m の位置には、それぞれ大洗研究所(北地区)
炉施設がある。また、北方向約 700m の位置に北門、南方向約 900m の位置に南門がある。原子	炉施設がある。また、北方向約 700m の位置に北門、南方向
炉施設の位置を第2.1図に示す。	炉施設の位置を第2.1図に示す。
原子炉施設の全体配置図を第2.2図に示す。原子炉施設は、主要な建物として、原子炉建物及び	原子炉施設の全体配置図を第2.2図に示す。原子炉施設は、
原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理	原子炉附属建物、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物、第
建物、旧廃棄物処理建物、メンテナンス建物を有する。	建物、旧廃棄物処理建物、メンテナンス建物を有する。
原子炉建物及び原子炉附属建物は、ほぼ正方形の平面形状を有し、そのほぼ中心に格納容器が配	原子炉建物及び原子炉附属建物は、ほぼ正方形の平面形状を
置される。また、原子炉建物及び原子炉附属建物の北側に接して、主排気筒を設ける。	置される。また、原子炉建物及び原子炉附属建物の北側に接し
原子炉建物及び原子炉附属建物の南側には、主冷却機建物を配置する。さらに、主冷却機建物の	原子炉建物及び原子炉附属建物の南側には、主冷却機建物を
南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建物を配置する。	南側には、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料貯蔵建
原子炉建物及び原子炉附属建物の北側には、旧廃棄物処理建物及び廃棄物処理建物を配置する。	原子炉建物及び原子炉附属建物の北側には、旧廃棄物処理愛
なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の北西方向には照射燃料集合体試験施設が、北東方向には照	なお、原子炉建物及び原子炉附属建物の北西方向には照射燃料
射装置組立検査施設が位置する。	射装置組立検査施設が位置する。
原子炉建物及び原子炉附属建物の西側には、メンテナンス建物を配置する。また、大洗研究所(南	原子炉建物及び原子炉附属建物の西側には、メンテナンス建
地区)南受電所から商用電源(外部電源)を受電する設備は、主冷却機建物の南東方向に設ける。	地区)南受電所から商用電源(外部電源)を受電する設備は、
原子炉施設の建物周辺には、道路を設け、各建物の出入口等において分岐するものとする。なお、	原子炉施設の建物周辺には、道路を設け、各建物の出入口等
安全施設を含む区域は、原子炉施設への人の不法な侵入(人による核物質の不法な移動又は妨害破	安全施設を含む区域は、原子炉施設への人の不法な侵入(人に
壊行為を含む。)を防止するため、これらの区域への接近管理及び出入管理を行うことができるよう	壊行為を含む。)を防止するため、これらの区域への接近管理及
に設計する。また、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有する物件その他人に危害を与え、又	に設計する。また、原子炉施設に不正に爆発性又は易燃性を有
は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること(郵便物等による爆破物又は有害物質	は他の物件を損傷するおそれがある物件が持ち込まれること
の持ち込みを含む。)を防止するため、原子炉施設には、柵等の障壁を設け、持ち込みルートを限定	の持ち込みを含む。)を防止するため、原子炉施設には、柵等の
し、持ち込まれる物件を管理できるようにする。	し、持ち込まれる物件を管理できるようにする。
原子炉施設の安全避難通路には、その位置を容易に識別できるように、誘導灯又は誘導標識を設	原子炉施設の建物内には安全避難通路を設けるとともに、実
ける。また、安全避難通路等に設置した照明の一部については、非常用ディーゼル電源系又は直流	<u>つ恒久的に表示することにより</u> 容易に識別できるように、誘導
無停電電源系より給電できるものとし、通常の照明用の電源を喪失した場合においても、機能を損	全避難通路等に設置した <u>避難用の</u> 照明の一部については、バッ
なわないように設計する。さらに、設計基準事故時に、昼夜及び場所を問わず、原子炉施設内で事	ディーゼル電源系 <u>若しくは</u> 直流無停電電源系より給電できる
<u>故対策のための作業が生じた場合に、作業が可能となるよう</u> 、バッテリー内蔵型の可搬型照明を配	した場合においても、機能を損なわないように設計する。さら
備する	の一部について、非常用ディーゼル電源系より給電できるもの
	の可搬型照明を配備する <u>。</u>
2.2 主要な建物及び構築物 (省略)	2.2 主要な建物及び構築物 (変更なし)
2.1 図~第2.15 図 (省略)	第 2.1 図~第 2.15 図 (変更なし)

変更前(2021.12.2付補正)

2. プラント配置並びに建物・構築物の概要

あり、大洗研究所(北地区)と共用し m である。原子炉の炉心の中心から敷 f 究所(南地区)敷地内には、原子炉 置がある。なお、西方向約 620m の位)の JMTR 原子炉施設及び HTTR 原子 向約 900m の位置に南門がある。原子

変更後

2. プラント配置並びに建物・構築物の概要

、主要な建物として、原子炉建物及び第二使用済燃料貯蔵建物、廃棄物処理

を有し、そのほぼ中心に格納容器が配 して、主排気筒を設ける。

を配置する。さらに、主冷却機建物の 建物を配置する。

建物及び廃棄物処理建物を配置する。 料集合体試験施設が、北東方向には照

建物を配置する。また、大洗研究所(南、主冷却機建物の南東方向に設ける。 等において分岐するものとする。なお、 による核物質の不法な移動又は妨害破 及び出入管理を行うことができるよう すする物件その他人に危害を与え、又

(郵便物等による爆破物又は有害物質 等の障壁を設け、持ち込みルートを限定

安全避難通路には、その位置を<u>明確か</u> 導灯又は誘導標識を設ける。また、安 ベッテリー内蔵型とするか、又は非常用 ものとし、通常の照明用の電源を喪失 らに、<u>中央制御室にあっては常設照明</u> のとするとともに、バッテリー内蔵型 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(3. 原子炉本体)】

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
3. 原子炉本体	3. 原子炉本体	
3.1 概要	3.1 概要	
(省略)	(変更なし)	
第3.1.1 図 (省略)	第3.1.1図 (変更なし)	





変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.2 炉心	3.2 炉心
炉心は、MK-I炉心からMK-Ⅱ炉心へ変更された後、更に変更を加え、熱出力を140MWとしたMK-Ⅲ炉心に変更された。本申請書では、更に変更を加え、熱出力を100MWとしたMK- Ⅳ炉心を対象とする。MK-Ⅳ炉心の構造等を以下に示す。	炉心は、MK−I炉心からMK−Ⅱ炉心へ変更された後、 したMK−Ⅲ炉心に変更された。本申請書では、更に変更を Ⅳ炉心を対象とする。MK−Ⅳ炉心の構造等を以下に示す。
(1)構造	(1)構造
ゲ心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第3.2.1 図に示すように、蜂の巣状に配列した 構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域、半径方向反射体領域、半径方向遮へ い集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体をほぼ円柱形状とする。 炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体から構成する。内側燃料領域は、炉心 第0列から炉心第2列に装荷される内側燃料集合体から構成する。外側燃料領域は、炉心第3列 から炉心第5列に装荷される外側燃料集合体から構成する。炉心燃料集合体の装荷個数は、照射 燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質量の変化、装荷位置及び個数の変化等に対して、 必要な反応度を維持するように調整される。また、炉心第3列には、制御棒4本が、炉心第5列 には後備炉停止制御棒2本が配置される。なお、制御棒は、通常運転時において、ほぼ等しい引 き抜き位置にあるように、後備炉停止制御棒は、全引き抜き位置にあるように操作される。	炉心は、六角形の燃料集合体及び反射体等を、第3.2.1 構造で、内側燃料領域、外側燃料領域、軸方向反射体領域 い集合体領域及び熱遮へいペレット領域から構成し、全体 炉心燃料集合体は、内側燃料集合体及び外側燃料集合体 第0列から炉心第2列に装荷される内側燃料集合体から構 から炉心第5列に装荷される外側燃料集合体から構成する <u>域の上下に熱遮へいペレット領域及び軸方向反射体領域を</u> は、照射燃料集合体及び照射用実験装置の核分裂性物質量 対して、必要な反応度を維持するように調整される。 また、炉心第3列には、制御棒4本が、炉心第5列には <u>制御棒及び後備炉停止制御棒の位置を第3.2.1図に示す。</u> ほぼ等しい引き抜き位置にあるように、後備炉停止制御構 される。
半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、燃料集合体装荷位置の外周3層及び最 外周2層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成する。また、照射燃料集合体、材料照射 用反射体及び照射用実験装置は、それらの装荷により炉心の核熱特性に過大な影響を与えないよ うに、装荷位置及び装荷個数を決定する。なお、照射燃料集合体は燃料集合体装荷位置に、材料 照射用反射体及び照射用実験装置は、試験の目的に応じて、燃料集合体装荷位置、反射体装荷位 置及び遮へい集合体装荷位置に配置される。	 半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域は、 外周2層に配置される反射体及び遮へい集合体から構成す 反射体は、炉心燃料集合体の周囲に配置され、半径方向 する中性子を散乱反射し、炉心内の中性子束分布を平坦化 る遮蔽体としての役割を有する。反射体は、炉心第5列; 体、炉心第6列から炉心第8列に装荷される外側反射体 して装荷される材料照射用反射体から構成する。 遮へい集合体は、反射体の外側に配置され、炉心から痛 量を低減する遮蔽体としての役割を有する。遮へい集合体 荷される。 炉心第7列には、中性子源1体が配置され、原子炉の声 を有する。 また、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用集 核熱特性に過大な影響を与えないように、装荷位置及び場 合体は燃料集合体装荷位置に、材料照射用反射体及び照射
炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出力の過渡的変化に対し、燃料集合体の 損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度係数及びナトリウムボイド反応度等を 総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制効果を有するとともに、出力振動が発生 した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないように十分な減衰特性を持 ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並	炉心は、予想される全ての運転範囲において、原子炉出 損傷を防止又は緩和するため、燃料温度係数、冷却材温度 総合した反応度フィードバックが急速な固有の出力抑制 した場合にあっても、燃料の許容設計限界を超える状態 ち、又は出力振動を制御し得るように設計する。また、燃

更に変更を加え、熱出力を 140MW と と加え、熱出力を 100MW としたMK-。

- 図に示すように、蜂の巣状に配列した 成、半径方向反射体領域、半径方向遮へ 体をほぼ円柱形状とする。

なから構成する。内側燃料領域は、炉心 構成する。外側燃料領域は、炉心第3列 る。<u>また、内側燃料領域及び外側燃料領</u> た配置する。炉心燃料集合体の装荷個数 きの変化、装荷位置及び個数の変化等に

は後備炉停止制御棒2本が配置される。 _なお、制御棒は、通常運転時において、 棒は、全引き抜き位置にあるように操作

燃料集合体装荷位置の外周3層及び最 する。

回反射体領域を構成し、炉心から漏えい とするとともに、透過中性子量を低減す から炉心第 6 列に装荷される内側反射 (A)、及び原子力材料の照射を目的と

積えいする中性子を吸収し、透過中性子 なは、炉心第 9 列から炉心第 10 列に装

型動時に、炉心に中性子を供給する役割

E験装置は、それらの装荷により炉心の 長荷個数を決定する。なお、照射燃料集 対用実験装置は、試験の目的に応じて、 長荷位置に配置される。

当力の過渡的変化に対し、燃料集合体の を係数及びナトリウムボイド反応度等を 効果を有するとともに、出力振動が発生 に至らないように十分な減衰特性を持 燃料集合体、反射体及び遮へい集合体並

亦	亦面谷
	友父仮
いに炉心構垣初寺は、通吊連転時、運転時の共吊な迴復変化時及び設計差単争取時において、原 ス病を安合に値止し、かつ、値止後に病心の冷却懲殺を維持できるとらに認まする。病心の主要	いに炉心構垣初寺は、通吊連転时、運転时の共吊な迴伐灸 こにた安全に値止し かつ 値止後に応ふの冷却機能を維
」 が 2 女主に 停止し、 が 2、 停止 後に が 1 の 市 4 機能 2 維持 くさるように 取 前 9 る。 が 1 の 主安	」 ゲを女主に停止し、パラ、停止後にゲルの市却機能を推
炉心燃料領域高さ 約 50cm	炉心燃料領域高さ 約 50cm
炉心燃料領域等価直径(最大)約78cm	炉心燃料領域等価直径(最大) 約 78cm
軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm	軸方向反射体領域等価厚さ 上部 約 30cm
下部 約 38cm	下部 約 38cm
半径方向反射体領域等価厚さ(最小) 約 24cm	半径方向反射体領域等価厚さ(最小) 約 24cm
半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約13cm	半径方向遮へい集合体領域等価厚さ 約13cm
炉心構成要素ピッチ 約81.5mm	炉心構成要素ピッチ 約81.5mm
(2) 燃料集合体の最大挿入量	(2) 燃料集合体の最大挿入量
燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質量(最大)及び熱遮へいペレット領域核分	燃料集合体の最大個数、炉心燃料領域核分裂性物質量(
裂性物質量(最大)を以下に示す。なお、照射燃料集合体は、炉心燃料領域に装荷するものとす	裂性物質量(最大)を以下に示す。なお、照射燃料集合体
る。燃料集合体の種類毎の最大個数を第3.2.1表に示す。	る。燃料集合体の種類毎の最大個数を第3.2.1 表に示す。
燃料集合体の最大個数 79 体	燃料集合体の最大個数 79 体
炉心燃料集合体の最大個数 79 体	炉心燃料集合体の最大個数 79 体
照射燃料集合体の最大個数 4体	照射燃料集合体の最大個数 4体
炉心燃料領域核分裂性物質量(最大)	炉心燃料領域核分裂性物質量(最大)
²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu 約 150kg	²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu 約 150kg
²³⁵ U 約 100kg	²³⁵ U 約 100kg
熱遮へいペレット領域核分裂性物質量(最大)	熱遮へいペレット領域核分裂性物質量(最大)
天然ウラン 約 1kg	天然ウラン 約 1kg
劣化ウラン 約 50kg	劣化ウラン 約 50kg
照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心燃料集合体のそれを超えないものとす	照射燃料集合体の1体当たりの核分裂性物質量は、炉心
る。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれの1体当たりの核分裂性物質量は、A	る。また、B型、C型及びD型照射燃料集合体のそれぞれ
型照射燃料集合体のそれの最大を超えないものとする。なお、照射用実験装置を半径方向反射体	型照射燃料集合体のそれの最大を超えないものとする。な
領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあっては、炉心燃料領域及び熱遮へいペレッ	領域、半径方向遮へい集合体領域に装荷した場合にあって
ト領域の核分裂性物質量に、半径方向反射体領域及び半径方向遮へい集合体領域の核分裂性物質	ト領域の核分裂性物質量に、半径方向反射体領域及び半径
量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものとする。	量を加えても、核分裂性物質の全挿入量を超えないものと
	また、材料照射用反射体は、炉心燃料領域又は反射体領
	ス鋼又は制御棒用材料等)の照射試験に用いられる。炉心
	は最大1体とする。ラッパ管内には、原子力材料の照射用
	なお、 炉心燃料領域に計測線付実験装置を装荷する場合
	1体とする。制御棒用材料を照射する材料照射用反射体の
	に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置(本体設
	<u>1 体までとする。また、反射体領域に装荷する照射用実験</u>
	財田宇殿壮罡(フペクトル:理教:小供人) け見十にはします。

(最大)及び熱遮へいペレット領域核分 なは、炉心燃料領域に装荷するものとす

ふ燃料集合体のそれを超えないものとす
れの1体当たりの核分裂性物質量は、A
なお、照射用実験装置を半径方向反射体
には、炉心燃料領域及び熱遮へいペレッ
を方向遮へい集合体領域の核分裂性物質
こする。

☆は、材料照射用反射体との合計を最大 ○装荷は反射体領域に限る。反射体領域 設備)は、炉心の6方向の各領域で最大 ☆装置(本体設備)の周囲に設置する照

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	なお、照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、制御棒及び後備炉停止制御
	棒の隣接位置に装荷しないものとする。
	照射燃料集合体及び炉心燃料領域に装荷する材料照射用反射体の装荷範囲を第 3.2.2 図に示
	<u></u>
	反射体領域に装荷する材料照射用反射体及び照射用実験装置の装荷範囲を第3.2.3 図に示す。
第3.2.1 表 (省略)	第3.2.1 表 (変更なし)
第3.2.1 凶 (省略)	第3.2.1 図 (変更なし)





変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.3 炉心構成 炉心の設計にあたっては、燃料交換による反応度変化及び取り出した炉心燃料集合体の平均燃焼度 がほぼ平衡に達した炉心(以下「標準平衡炉心」という。)を設定する(炉心構成:第3.2.1図参照)。	3.3 炉心構成 「常陽」は、高速炉開発に係る燃料や材料の照射試験を運転 燃料集合体だけでなく、照射試料を有する照射燃料集合体等を 験目的に応じて装荷位置を変更する。 炉心構成は、運転サイクルにより変動する。一方、設置変更 転上の制限又は条件の範囲を定めるため、設計用の代表的な炉 許可段階における炉心の設計にあたっては、燃料交換による反 体の平均燃焼度がほぼ平衡に達した炉心(以下「標準平衡炉心 2.2.1 図を照)
標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため、照射燃料集合体、材料照射用反射体 及び照射用実験装置の <u>装荷パターンが、</u> 装荷パターンが異なる他の炉心の核熱特性を代表するものと して運定したものであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射燃料集合体2体をそれ ぞれ1体ずつ炉心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列に装荷したものとして いる。標準平衡炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。	 標準平衡炉心は、運転上の制限又は条件の範囲を定めるため 及び照射用実験装置の装荷パターンが異なる他の炉心の核熱。 のであり、C型照射燃料集合体1体を炉心第3列に、B型照射 心第1列と炉心第3列に、材料照射用反射体1体を炉心第1列 炉心の構成要素の内訳を第3.3.1表に示す。 炉心燃料集合体の交換計画は、炉心燃料集合体について、一 また、出力分布の変動が小さくなるように策定する。原子炉の 力運転期間及び約19日間の休止期間(出力上昇及び出力降下) サイクルを標準とし、出力分布に応じて5~9 バッチの分散方: イクルあたりに取り出す炉心燃料集合体の個数は、平均約10 集合体の燃焼度は、燃料集合体最高燃焼度を80,000MWd/t、燃約 平均で約60,000MWd/tとなる。なお、標準平衡炉心は、設置変 全て新燃料の状態を仮想し、平衡に至るまで炉心燃料集合体者 実炉心におけるMK-N炉心への移行は、燃料仕様がMK- とを踏まえ、一部内側燃料集合体の脱荷、一部外側燃料集合体 る。すでに燃焼が進んでいることから、MK-N炉炉心は、平像 となる。 設置変更許可段階の炉心設計にあっては、標準平衡炉心を用 範囲を定める。 一週剰反応度 反応度制御能力(主炉停止系)/反応度停止余裕(主 ・最大反応度添加率(主炉停止系)/反応度停止余裕(・反応度制御能力(後備炉停止系)/反応度停止余裕(主 反応度制御能力(後備炉停止系)/反応度停止余裕(またの運転上の制限又は条件は、不確かさ・余裕を考慮し 限値等を使用するものとし、設置変更許可段階では、当該上丁 全評価を実施し、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故断

<u> 医目的の一つとしており、炉心は、炉心</u> <u>と含む。また、照射燃料集合体等は、試</u>

更許可段階の炉心設計に当たっては、運 戸心構成の設定を必要とする。設置変更 反応度変化及び取り出した炉心燃料集合 ひ」という。)を設定する(炉心構成:第

b、照射燃料集合体、材料照射用反射体 特性を代表するものとして選定したも 対燃料集合体2体をそれぞれ1体ずつ炉 可に装荷したものとしている。標準平衡

一様かつ高い燃焼度が得られるように、 の運転サイクルは、約 60 日間の定格出 期間を含む。)を合計した約 2.5 ヶ月/ 式で、炉心燃料集合体を交換する。1 サ 体となる。また、取り出した炉心燃料 料要素最高燃焼度を 90,000MWd/t とし、 変更許可段階の設計用炉心構成であり、 を交換したものである。

- Ⅲ炉心と同じであり、継続使用するこ ≤の内側反射体への交換等により達成す 厨炉心組成に近い状態から開始すること

引いて、以下の運転上の制限又は条件の

炉停止系)

(後備炉停止系) 度係数、冷却材温度係数、炉心支持板温

レて評価した核特性範囲の上限値又は下 下限値を保守的に組み合わせた条件で安 時においても、原子炉冷却系統、原子炉 D機能と併せて機能することにより、燃

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>料の許容設計限界(熱設計基準値)を超えないことを確認する</u>
	動する場合にあっても、以下に示す後段規制において、運転上
	確認することで、炉心の安全性を担保することができるものと
照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の	照射燃料集合体、材料照射用反射体及び照射用実験装置は、
規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の方法において、照射試験の目的に応じた装荷	規制に関する法律」の第 27 条に基づく設計及び工事の計画に
位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構成における燃料集合体の装荷個数、過	位置を決定し、その装荷パターンに応じた原子炉施設の炉心構
剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕を運転上の制限又は条件の範囲内にな	剰反応度、反応度制御能力、反応度添加率及び反応度停止余裕
るように設計する。	るように設計する。
	当該照射燃料集合体等の装荷による核熱特性への影響は、設
	れるため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時におい
	統、反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と
運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値、炉心特性の範囲において構成する。炉	容設計限界(教設計基準値)を超えない。
心構成の運用の手続きについては、「核原料物質」核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第	運転における炉心は、炉心構成、核的制限値、熱的制限値。
	お核的制限値は、燃料集合体の装荷個数、過剰反応度、反応
	制限値である。恒心構成の運用の手続きについては「核原料数
	する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。
	運転段階においても 原子炉施設保安規定に基づき サイク
	(個数)熱的制限値、核的制限値)の遵守や核特性への影響が
	するため 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故時におい
	宏設計限界(執設計其準値)を超ったい おおままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおまままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおままでは、 おおままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おおまままでは、 おまままでは、 おまままでは、 おおまままでは、 おまままでは、 おまままでは、 おまままでは、 おまままでは、 おままままでは、 おまままでは、 おまままでは、 おままままでは、 おままままでは、 おままままでは、 おままままでは、 おままままますでは、 おままままままままままままま おままままままままままままま
第3.3.1表 (省略)	第3.3.1表 (変更なし)
3.4 核設計	3.4 核設計
341 設計方針(核設計基準)	3 4 1 設計方針(核設計基準)
3.4.2 計算方法	3.4.2 計算方法
核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送理論を用いるものとし、3次元モデル	核設計計算には、多群中性子拡散理論及び多群中性子輸送
を使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成は定格出力時のものを基準とする。	を使用する。なお、モデルに使用する炉心寸法及び組成はな
3 次元モデルは、Tri-Z モデル及び XYZ モデルの2 種類とし、主要な核設計計算に使用する。XYZ	3 次元モデルは、Tri-Z モデル及び XYZ モデルの2 種類と
モデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に使用する。モデルの一例として、標準	モデルは、制御棒及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算に
平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1 図に示す。また、核設計計算で使用する主な計算コードを第	平衡炉心の軸方向計算体系を第3.4.1 図に示す。なお、炉心
3.4.1表に示す。	
	する主な計算コードを第3.4.1表に示す。
炉定数は、JFS-3-J3.2R セット ⁽¹⁾ を使用する。エネルギー群数は 70 群を基本とするが、制御棒	炉定数は、JFS-3-J3. 2R セット ^⑴ を使用する。エネルギー
及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7 群縮約定数を使用する。核設計で用いる計算方法	及び後備炉停止制御棒の反応度価値計算では、7 群縮約定数
及び炉定数については、MK−Ⅱ炉心やMK−Ⅲ炉心の性能試験等で得られた実験値と計算値を	公開コードを用いて、原子力機構が高速炉の標準的な解析

<u>ることで、炉心構成が運転サイクルで変</u> この制限又は条件の範囲内にあることを としている。

「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の こおいて、照射試験の目的に応じた装荷 構成における燃料集合体の装荷個数、過 谷を運転上の制限又は条件の範囲内にな

設置変更許可段階での評価結果に包絡さ いても、原子炉冷却系統、原子炉停止系 :併せて機能することにより、燃料の許

炉心特性の範囲において構成する。<u>な</u> <u>
な度制御能力及び反応度添加率に対する</u> 物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関

ハ運転に先立ち、炉心構成の制限事項 が所定の範囲内であることを評価・確認 いても、原子炉冷却系統、原子炉停止系 ・併せて機能することにより、燃料の許

送理論を用いるものとし、3 次元モデル 定格出力時のものを基準とする。

:し、主要な核設計計算に使用する。XYZ に使用する。モデルの一例として、標準 公最外周には遮へい集合体を設置してお 除可能である。また、核設計計算で使用

ー群数は 70 群を基本とするが、制御棒 数を使用する。<u>なお、当該解析手法は、</u> <u>手法として確立したものである。</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
比較することで、その信頼性を確認する。検証結果を以下に示す ^{(2),(3),(4)} 。	核設計で用いる計算方法及び炉定数については、MK-Ⅱ 得られた実験使し剥等値た比較すステレズ。スの信頼性な
	付りれた夫ਆ値と計昇値を比較りることで、その信頼性で ^{(2), (3), (4)} 。
 ・ 実効増倍率については、MK-Ⅲ炉心の性能試験における実験値が 1.0308、計算値が 1.0276 となった。 	 ・ 実効増倍率については、MK-Ⅲ炉心の性能試験 1.0276 となった。過剰反応度の評価において、標準 反応度の計算値を、MK-Ⅲ性能試験に対する計算(
 ・制御棒反応度価値については、MK−Ⅲ炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。 	 (衡炉心の臨界性の判断に使用)している。 ・ 制御棒反応度価値については、MK-Ⅲ炉心の性能 る比は 1.04 となった。 約一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個一個
 ・ 等温温度係数(ドップラ反応度及び熱膨張反応度)については、MK−Ⅲ炉心の性能試験における実験値の計算値に対する比は1.04となった。 	 ・ 等温温度係数(ドップラ反応度及び熱膨張反応度) 験における実験値の計算値に対する比は1.04となっ おいて、MK-Ⅲ性能試験に対する計算値と実験値
 ・ 出力分布については、MK−Ⅱ炉心の性能試験における核種毎の核分裂率分布解析を行った結果、計算値は実験誤差内で一致した。 	 ・ 出力分布については、MK-Ⅱ炉心の性能試験におった結果、計算値は実験誤差内で一致した。
なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比、及び実験値の実験誤差、外挿誤差、 制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算誤差等の不確かさを考慮して、最大値 及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。	なお、各種の核的特性値については、実験値と計算値の比 制御棒及び後備炉停止制御棒の配置の非対称性に係る計算調 及び最小値を設定し、安全側の評価となる値を用いる。
 3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕 (1)最大過剰反応度 定格出力時における最大過剰反応度は 0.020 Δk/k となる。当該反応度は、燃焼による反応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものである。また、100℃の体系から定格出力時の体系における温度及び出力による反応度低下を補償するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて最大 0.015 Δk/k となる。上記より、100℃の体系における最大過剰反応度は、0.035 Δk/k 以下となる。標準平衡炉心の過剰反応度の内訳を第3.4.2 表に示す。 	 3.4.3 最大過剰反応度及び反応度停止余裕 (1)最大過剰反応度 最大過剰反応度は、サイクル運転(60日)末期に過剰 焼補償用反応度、温度補償用及び出力補償用反応度並 る。 定格出力時における最大過剰反応度は 0.020 Δ k/k そ 応度低下を補償し、これに運転余裕を見込んだものでき また、100℃の体系から定格出力時の体系における語 するために必要な過剰反応度は、計算上の余裕を含めて 上記より、100℃の体系における最大過剰反応度は、 心の過剰反応度の内訳を第3.4.2表に示す。
 (2)反応度停止余裕 制御棒は、ワンロッドスタック時にあっても、原子炉を未臨界に移行することができ、 100℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨 界に移行することができ、350℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。なお、反 床底値止合数の延伸に当たっては、制御捷及び後借炉値止制御枕の反応席価値の計算の子が 	(2) 区心度 序止示裕 制御棒は、ワンロッドスタック時にあっても、原子 100℃の体系において、未臨界を維持できるものとする。 界に移行することができ、350℃の体系において、未臨 応度停止余裕の評価に当たっては、保守的な制御棒及び 証価するトトオに、反応度価に対すての物なまで、スコン

かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構成の変動等を考慮するも

「炉心やMK-Ⅲ炉心の性能試験等で :確認する。検証結果を以下に示す

における実験値が 1.0308、計算値が 単平衡炉心(平衡組成)作成時の過剰 直と実験値の差を用いて補正 (標準平

と試験における実験値の計算値に対す 数の一つとして、MK-Ⅲ性能試験に

については、MK-Ⅲ炉心の性能試 った。<u>反応度係数の不確かさの設定に</u> の比を使用している。

おける核種毎の核分裂率分布解析を行

及び実験値の実験誤差、外挿誤差、 長差等の不確かさを考慮して、最大値

●反応度が零となることを想定し、燃 びに運転余裕用を積み上げて設定す

となる。当該反応度は、燃焼による反 ある。

l 度及び出力による反応度低下を補償 て最大 0.015Δk/k となる。

0.035∆k/k 以下となる。標準平衡炉

·炉を未臨界に移行することができ、 後備炉停止制御棒は、原子炉を未臨 界を維持できるものとする。なお、反 バ後備炉停止制御棒の挿入パターンで とで、制御棒及び後備炉停止制御棒の 反応度価値の計算の不確かさ、制御棒及び後備炉停止制御棒の中性子吸収材の燃焼、炉心構

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
のとする。上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度価値は0.070 Δk/k 以上となる。 また、反応度停止余裕は0.015 Δk/k 以上(ワンロッドスタック時)となる。また、後備炉停 止制御棒2本挿入時の反応度価値は0.014 Δk/k 以上となり、350℃の体系における反応度停 止余裕は0.008 Δk/k 以上となる。 (3)制御棒ストローク曲線 制御棒ストローク曲線を第3.4.2 図に示す。制御棒ストローク曲線に対する炉心構成の変 動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による最大反応度添加率は約0.00016 Δk/k/s である。	成の変動等を考慮するものとする。 上述の評価により、制御棒4本挿入時の反応度価値 応度停止余裕は0.015Δk/k以上(ワンロッドスタック 2本挿入時の反応度価値は0.014Δk/k以上となり、3 0.008Δk/k以上となる。 (3)制御棒ストローク曲線 制御棒ストローク曲線を第3.4.2図に示す。制御棒 動及び炉心の燃焼等の影響は小さく、制御棒による量 である。 <u>なお、最大反応度添加率の評価に当たっては、保守</u> 入パターンで評価するとともに、反応度価値に補正係 値の計算の不確かさ、制御棒の中性子吸収材の燃焼、 燃焼に伴い制御棒の反応度価値の絶対値及び最大変化 燃焼時に最大となる。
3.4.4 反応度係数	3.4.4 反応度係数 反応度係数は、標準平衡炉心における計算値に対して、炉 実測値に基づく不確かさ等を考慮し、炉心支持板温度係数に ±30%の範囲を制限値として設定する。計算結果を以下に示
 (1)ドップラ係数 通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に 示す。第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負となる。 (2)温度係数(ドップラ効果を除く。) 温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却材温度係数及び炉心支持板温度係数か ら構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に示す。これらの温度係数は、燃料ペレ ット、構造材(被覆管を含む。)、冷却材及び炉心支持板の膨張に起因するものであり、全て 負となる。 (3)ナトリウムボイド反応度 ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての場所において負である。標準平衡炉心 の1次冷却材全喪失時の反応度の変化(ナトリウムボイド反応度)は-0.019Δk/kとなる。 	 (1)ドップラ係数 通常運転時及び1次冷却材全喪失時における標準平示す。第3.4.3表に示すように、ドップラ係数は負と (2)温度係数(ドップラ効果を除く。) 温度係数は、燃料温度係数、構造材温度係数、冷却 ら構成する。標準平衡炉心の温度係数を第3.4.4表に ット、構造材(被覆管を含む。)、冷却材及び炉心支持 負となる。 (3)ナトリウムボイド反応度 ナトリウムボイド反応度は、原子炉容器内の全ての の1次冷却材全喪失時の反応度の変化(ナトリウムボ 運転上の制限又は条件の範囲は、-(1.3~2.5)×10⁻¹
3. 4. 5~3. 4. 8 (省略)	3.4.5~3.4.8 (変更なし)
第 3. 4. 1 表~第 3. 4. 2 表 (省略)	第3.4.1 表~第3.4.2 表 (変更なし)

直は 0.070 Δ k/k 以上となる。また、反 ク時)となる。また、後備炉停止制御棒 350℃の体系における反応度停止余裕は

^{医ストローク曲線に対する炉心構成の変} 最大反応度添加率は約 0.00016Δk/k/s

F的な制御棒及び後備炉停止制御棒の挿 系数を乗じることで、制御棒の反応度価 炉心構成の変動等を考慮する。また、 上率は減少し、最大反応度添加率は、未

<u>戸心構成や燃料初期組成、燃焼の影響や</u> については±20%、それ以外については ∹す<u>。</u>

^Z衡炉心のドップラ係数を第3.4.3表に : なる。

□材温度係数及び炉心支持板温度係数か ニ示す。これらの温度係数は、燃料ペレ 時板の膨張に起因するものであり、全て

D場所において負である。標準平衡炉心 ドイド反応度)は-0.019Δk/k となる。 ⁻²Δk/k とする。

亦更後

《大区			
第 3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数 (単位 : Tdk/dT)			
	ドップラ係数	運転上の制限又は条件の範囲	
通常運転時	-2.4×10^{-3}	$(1, 2, 2, 2)$ $\times 10^{-3}$	
1次冷却材全喪失時	-2.0×10^{-3}	- (1.3. 3.3) ×10	
第3.4.4 表 標準平衡炉心の温度係数 (単位:Δk/k/℃)			
	温度係数	運転上の制限又は条件の範囲	
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}	$-(2.2\sim 4.2) \times 10^{-6}$	
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}	$-(0.8\sim 1.7)\times 10^{-6}$	

	温度係数	<u>ì</u>
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}	
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}	
冷却材温度係数	-9.6×10^{-6}	
炉心支持板温度係数	-14.2×10^{-6}	

第3.4.5表 (変更なし)

第3.4.1 図~第3.4.2 図 (変更なし)

3.5 熱設計

3.5.1 設計方針

(1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペ レットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しな いよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡 変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、 反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃 料の許容設計限界(以下「熱設計基準値」という。)を超えないよう、かつ、その被覆管 のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和(設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比) を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における 熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii)設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用す ること。
- (iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。
- (2) 照射燃料集合体

照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用

変更前(2021.12.2付補正)

第3.4.3 表 標準平衡炉心のドップラ係数

(単位:Tdk/dT)

	ドップラ係数
通常運転時	-2.4×10^{-3}
1次冷却材全喪失時	-2.0×10^{-3}

第3.4.4表 標準平衡炉心の温度係数

(単位: ∆k/k/℃)

	温度係数
燃料温度係数	-3.2×10^{-6}
構造材温度係数	-1.3×10^{-6}
冷却材温度係数	-9.6×10^{-6}
炉心支持板温度係数	-14.2×10^{-6}

第3.4.5表 (省略)

第3.4.1 図~第3.4.2 図 (省略)

3.5 熱設計

- 3.5.1 設計方針
 - (1) 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体の熱設計は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料ペ レットが溶融温度に達することなく、被覆管が機械的に破損せず、かつ、冷却材が沸騰しな いよう、以下の方針に基づいて行う。

- (i) 炉心燃料集合体が、原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡 変化時に原子炉の運転に支障が生ずる場合において、原子炉冷却系統、原子炉停止系統、 反応度制御系統、計測制御系統及び安全保護回路の機能と併せて機能することにより、燃 料の許容設計限界(以下「熱設計基準値」という。)を超えないよう、かつ、その被覆管 のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和(設計疲労寿命に対する累積疲労サイクルの比) を加えた累積損傷和が設計上の制限値である 1.0 を超えないよう、定格出力時における 熱的制限値を設定し、これを満たすこと。
- (ii)設計計算手法及び物性定数は、各種の試験研究を通じて信頼度を確認したものを使用す ること。
- (iii) 公称値並びに工学的安全係数は、適切な安全余裕を有すること。
- (2) 照射燃料集合体 照射燃料集合体の熱設計は、炉心燃料集合体の設計方針に基づいて行う。ただし、試験用

 $-(6.6 \sim 12.5) \times 10^{-6}$ <u>- (1.1~1.7) $\times 10^{-5}$ </u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、試	要素を装填した照射燃料集合体は、通常運転時及び運
験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失しても、他の燃料要素の健全性に影響を与	験用要素が計画された範囲内でその健全性を喪失して
えないよう、それぞれの燃料要素について以下の方針に基づいて熱設計を行う。	えないよう、それぞれの燃料要素について以下の方針
$(i) \sim (vi)$	$(i) \sim (vi)$
(省略)	(変更なし)
	照射燃料集合体では、試験目的に応じて、燃料材や
	み合わせ、所定の照射試験条件を実現する。そのため
	想定される照射試験を踏まえ、燃料要素の仕様を一定
	熱設計基準値及び熱的制限値にあっては、当該仕様
	燃料最大溶融割合(径方向断面における溶融割合の最
	冷却材最高温度について、熱設計基準値及び熱的制限
	熱的制限値は、最大値として設定したものであり、「
	定した燃料要素の仕様を用いて、個別に熱設計基準値
	値は、設置変更許可申請の段階で定めた熱設計基準値
	熱設計に使用する設計計算手法及び物性定数につい
	表的なものを定め、設計及び工事の計画の認可申請の
	様を用いて個別に定めるものとする。
	また、教設計に使用する工学的安全係数にあってに
	カの測定誤差等による工学的安全係数を、設置変更調
	存するものについては 設計及び工事の計画の認可E
	の仕様を用いて個別に定める。
(3) 昭射田実験装置(太休設備)	
(省略)	(変更なし)
3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値	3.5.2 熱設計基準値及び熱的制限値
3.5.2.1 熱設計基準値	3.5.2.1 熱設計基準値
(1) 炉心燃料集合体	(1) 炉心燃料集合体
(省略)	(変更なし)
(2) 照射燃料集合体	(2) 照射燃料集合体
	照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様筆
	準値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉
	新知見も考慮して個別に熱設計基準値を定める。
$(i) \sim (ii)$	$(i) \sim (ii)$
(省略)	(変更なし)
(iii) 先行試験用要素	(iii) 先行試驗用要素
a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。ただし、酸化物燃料にあってけ	a. 燃料最高温度は、 溶融温度を超えたいこと)
	※ 読みには、 こので、 こので、 こので、 こので、 こので、 こので、 こので、 こので
1谷間1皿皮で起んの以口ですの物口バタノのバ、取八俗間訂口は、30/0とりる。	俗間通及で起んの取引をする場合がめるが、

運転時の異常な過渡変化時において、試 ても、他の燃料要素の健全性に影響を与 針に基づいて熱設計を行う。

や被覆材の種類、寸法や燃料材物性を組)、設置変更許可申請の段階にあっては、 定の範囲に限定する。

意の組合せを考慮し、燃料最高温度又は 最大)、被覆管最高温度(肉厚中心)及び 限値を定める。なお、熱設計基準値及び 接原料物質、核燃料物質及び原子炉の規 の計画の認可申請の段階にあっては、確 直及び熱的制限値を設定するため、当該 値及び熱的制限値を下回る場合がある。 いても、設置変更許可申請の段階で、代 の段階において、確定した燃料要素の仕

は、燃料の仕様に依存しない原子炉熱出 許可申請の段階で定め、燃料の仕様に依 申請の段階において、確定した燃料要素

範囲も考慮し、最高温度となる熱設計基 「の規制に関する法律」の第 27 条に基づ 、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最

とする。ただし、酸化物燃料にあっては、 最大溶融割合は、30%とする。
変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
b. 被覆管最高温度(肉厚中心)は、 <u>890℃</u> とする。	b. 被覆管最高温度(肉厚中心)は、 <u>急速加熱による破断温度以下</u> とする。
c. 内壁構造容器最高温度(肉厚中心)は、890℃とする。	c. 内壁構造容器最高温度(肉厚中心)は、890℃とする。
d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。	d. 内壁構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。
(iv)基礎試験用要素	(iv)基礎試験用要素
a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。	a. 燃料最高温度は、溶融温度を超えないこととする。
b. 被覆管最高温度(肉厚中心)は、 <u>890℃</u> とする。	b. 被覆管最高温度(肉厚中心)は、 <u>急速加熱による破断温度以下</u> とする。
c. 密封構造容器最高温度(肉厚中心)は、890℃とする。	c. 密封構造容器最高温度(肉厚中心)は、890℃とする。
d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。	d. 密封構造容器を冷却する冷却材の最高温度は、910℃とする。
$(v) \sim (vi)$	$(v) \sim (vi)$
(省略)	(変更なし)
(3) 照射用実験装置	(3) 照射用実験装置
(省略)	(変更なし)
3.5.2.2 熱的制限值	3.5.2.2 熱的制限值
(1) 炉心燃料集合体	(1) 炉心燃料集合体
燃料最高温度 2,350℃	燃料最高温度 2,350℃
被覆管最高温度(肉厚中心) 620℃	被覆管最高温度(肉厚中心) 620℃
(2) 照射燃料集合体	(2) 照射燃料集合体
	<u>照射燃料集合体に装填する燃料要素は、その仕様範囲も考慮し、最高温度となる熱的制限</u>
	値を定める。「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第27条に基づく
	設計及び工事の計画の認可申請の段階にあっては、製作する燃料要素の仕様を踏まえ、最新
	知見も考慮して個別に熱的制限値を定める。
$(i) \sim (vi)$	$(i) \sim (vi)$
(省略)	(変更なし)
(3) 照射用実験装置(本体設備)	(3) 照射用実験装置(本体設備)
(省略)	(変更なし)
3. 5. 3~3. 5. 5	3. 5. 3~3. 5. 5
(省略)	(変更なし)
3.5.6 工学的安全係数	3.5.6 工学的安全係数
熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を	熱設計計算における工学的安全係数は、燃料ペレット、被覆管、冷却材等の温度上昇の最大値を
求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあっては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布	求めるための係数であり、炉心燃料集合体にあっては、製作公差、物性定数のばらつき、出力分布
の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体	の不確かさ、冷却材の温度及び流量等の変動、原子炉熱出力の測定誤差等を含み、照射燃料集合体
にあっては、原子炉熱出力の測定誤差等を含む ⁽³⁾ 。熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃	にあっては、 <u>燃料仕様によらず共通する</u> 原子炉熱出力の測定誤差等を含む ⁽³⁾ 。
料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射用実験装置にあっては、照射燃料集合体と同じとす	なお、照射燃料集合体にあっては、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」
る。	の第27条に基づく設計及び工事の計画の認可申請の段階において、製作する燃料要素の仕様を踏
	まえ、燃料仕様に依存する項目について個別に工学的安全係数を定める。
	熱設計計算に用いる炉心燃料集合体及び照射燃料集合体の工学的安全係数を以下に示す。照射

用実験装置にあっては、照射燃料集合体と同じとする。
工学的安全係数
炉心燃料集合体
燃料ペレット 約1.19
被覆管 約1.19
冷却材 約1.18
照射燃料集合体 1.05
3. 5. 7~3. 5. 9
(変更なし)
3.5.10 参考文献
 (1)H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulia subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997) (2)大高雅彦他、「サブチャンネル解析コードASERE-IIIIの (3)池上哲雄他、「(XIV)ホットスポットファクターの見物理・炉工学分科会予稿集A53 (1984) (4) M. Kato et al., "Physical Properties and Irradia Am-Bearing MOX Fuels", J. Nucl. Sci. Technol., 48 (5) "Mechanical and Physical Properties of the Aus Steels at Elevated Temperatures", The Internati (6) 揃政敏他、「高速炉用フェライト系ステンレス鋼燃料補特殊燃料要素用被覆管)」、PNC-TN9430 90-003 (1990) (7) O. E. Dwyer et al., At. Energy Rev. 4, 3 (1966) (8) R. N. Lyon, "Chem. Eng. Progr.", 47, 75/79 (1951) (9) G. H. Golden et al., "THERMOPHYSICAL PROPERTIES"
第3.5.1表 熱設計計算に使用する物性定数 (1/3) (変更なし)

analysis of fast reactor fuel 7), p. 323-333. の検証」、PNC-TN9410 96-212 (<u>1996</u>) 直し」、日本原子力学会昭和 59 年度炉 ation Behavior Analysis of Np- and :4, 646-653 (2011) stenitic Chromium-Nickel Stainless ional Nickel Company (1963) 被覆管物性及び特性評価(「常陽」Ⅳ型 6 OF SODIUM", ANL-7323 (1967)

	<pre>International Nickel Company⁽⁵⁾ <10⁻² PNC-TN9430 90-003⁽⁶⁾</pre>	山 田 田 田		International Nickel Company ⁽⁵⁾ 10 ⁻² PNC-TN9430 90-003 ⁽⁸⁾
wnta.tc.xx 炉心燃料集合体の場合 hg=0.70 照射燃料集合体の場合 $fight = \frac{1+C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg = $\frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg : ギャップ熱伝達率 (W/cm ² /°C) G ₀ : 製造時被覆管内径 (cm) D _{pin} : 製造時被覆管内径 (cm) Q : 線出力 (W/cm) C1~C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数 (W/cm ² /°C) C1: ギャップ部のガス熱伝導度に由来する係数 (W/cm ² /°C) C2: 燃料ペレットの熟膨張係数に由来する係数 (M/cm ² /°C) C3: 燃料ペレットの熟膨張係数に由来する係数 (1/°C) C3: 燃料ペレットの熟膨張係数に由来する係数 (1/°C) C3: 燃料ペレットの熟膨張係数に由来する係数 (1/°C)	オーステナイト系ステンレス鋼 K ₆ =0.132+1.3×10 ⁻⁴ T ₆ K ₆ : 被覆管熱伝導度 (W/cm/℃) T ₆ : 被覆管温度 (℃) 高速炉用フェライト系ステンレス鋼 K ₆ =(25.475-2.038×10 ⁻² T ₆ +1.665×10 ⁻⁴ T ₆ ² -3.040×10 ⁻⁷ T ₆ ³ +1.727×10 ^{-1b} T ₆ ⁴) K ₆ : 被覆管熱伝導度 (W/cm/℃) T ₆ : 被覆管温度 (℃)	第3.5.1表 熱設計計算に使用する物性定数 (2/3) 物性定数	抑止た致 原心燃料集合体の場合 hg=0.70 照射燃料集合体の場合 $hg = \frac{C1 + C2Q}{G_0 - C3D_{pin}Q + C4}$ hg: ギャップ熱伝達率 (W/cm ² /°C) G ₀ : 製造時直径ギャップ幅 (cm) D _{pin} : 製造時酸層内径 (cm) Q: 線出力 (W/cm) C1-C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数で、以下の通り。 C1-C4 は照射試験及び物性値から評価し設定される係数 (W/cm/ ² C) C1: ギャップ部のガス熱伝導度に由来する係数 (W/cm/ ² C) C2: 燃料ペレットの熟膨張係数に由来する係数 (1/°C) C3: 燃料ペレットの熟膨張係数に由来する係数 (1/°C) C4: 温度ジャンプ距離に由来する係数 (cm/W) C4: 温度ジャンプ距離に由来する係数 (cm)	オーステナイト系ステンレス鋼 Kc=0.132+1.3×10 ⁻⁴ Tc Kc: 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C) Tc: 被覆管温度 (°C) 高速炉用フェライト系ステンレス鋼 Kc=(25.475-2.038×10 ⁻² Tc+1.665×10 ⁻⁴ Tc ² -3.040×10 ⁻⁷ Tc ³ +1.727×10 ⁻¹⁰ Tc ⁴) ×1 Kc: 被覆管熱伝導度 (W/cm/°C) Tc: 被覆管温度 (°C)
ボャップ熱伝蓮華	被覆管熱伝導度	理	「五日」	被覆管熱伝導度

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後							
 第3.5.1表 熱設計計算に使用する物性定数(3/3) (省略) 第3.5.2表~第3.5.3表 (省略) 第3.5.4表 熱特性解析結果(1/3) (省略) 	第3.5.1表 熱設計計算に使用する物性定数(3/3) (変更なし) 第3.5.2表~第3.5.3表 (変更なし) 第3.5.4表 熱特性解析結果(1/3) (変更なし)							



変更後
裕融 ···························
定格出力時 定格出力時 (200% * 2 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃
2 (2/3) 原 (2/3) 原 現 (2/3) 原 第 (2/3) 原 第 (2/3) 原 第 (1) (1) (1) (1) (1) (2) (2) (3) (2) (3) (2) (3) (2) (3) (3) (3) (3) (3) (3) (3) (3
 3. 4表 熱特性角析治理 3. 4表 熱特性角析治理 為2,590℃ 約2,560℃ 約2,560℃ 約2,410℃ 約2,410℃ 約2,410℃ 約2,410℃ 約2,560℃ 約2,560℃ 約5700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約700℃ 約610℃ 約610℃ 約675℃ 約675℃ 約675℃
府報告報報告報報告報報告報報告報報告報報告報報告報報報報報報報報報報報報報報
 中国 ア
_

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.6 動特性	3.6 動特性
(省略)	(変更なし)
3.7 燃料集合体	3.7 燃料集合体
3. 7. 1 概要	3. 7. 1 概要
(省略)	(変更なし)
3.7.2 炉心燃料集合体	3.7.2 炉心燃料集合体
$3.7.2.1 \sim 3.7.2.2$	$3.7.2.1 \sim 3.7.2.2$
(省略)	(変更なし)
3.7.2.3 主要設備	3.7.2.3 主要設備
(1) 燃料要素	(1)燃料要素
燃料要素の主要仕様を第3.7.2表に示す。燃料要素は、燃料材を有する炉心燃料要素(内	 燃料要素の主要仕様を第 3.7.2 表に示す。燃料要
側)及び炉心燃料要素(外側)の2種類から構成する。炉心燃料要素は、第3.7.1図に示	側)及び炉心燃料要素(外側)の2種類から構成で
すように、燃料ペレット(プルトニウム・ウラン混合酸化物焼結ペレット)を被覆管に挿	すように、燃料ペレット(プルトニウム・ウラン派
入し、その上下に熱遮へいペレット(ウラン酸化物焼結ペレット(劣化ウラン))を、上部	入し、その上下に熱遮へいペレット(ウラン酸化物
の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、プレナムスプリング及びプレナムスリ	の熱遮へいペレットの上部に上部反射体ペレット、
ーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部に下部反射体ペレットを入れて、両端	ーブを入れ、また、下部の熱遮へいペレットの下部
に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムガスを封入したものとする。燃料ペレッ	に端栓を溶接した密封構造とし、内部にヘリウムス
トは、プルトニウム・ウラン混合酸化物粉末を円柱状にプレス成形し、約 94%理論密度に	燃料ペレットは、プルトニウム・ウラン混合酸化
なるよう焼結したものとする。なお、燃料ペレットは、照射中の焼きしまりが小さくなる	理論密度になるよう焼結したものとする。燃料ペレ
ように製作する。燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との間には適当な間隙を確	の間には適当な間隙を確保し、かつ、上部反射体~
	燃料ペレットから放出される核分裂生成ガス、燃料
れる核分裂生成ガス、燃料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆管との熱膨張差、燃焼に	管との熱膨張差、燃焼に伴う燃料ペレットの密度図
伴う燃料ペレットの密度変化等により、被覆管及び端栓溶接部に過大な応力が生じること	過大な応力が生じることを防止する。また、燃料~
を防止する。また、燃料ペレット、熱遮へいペレット及び上部・下部反射体ペレットが取	下部反射体ペレットが取扱中に移動することがない
扱中に移動することがないように、プレナムスリーブ及びプレナムスプリングによって支	ムスプリングによって支持する構造とする。
持する構造とする。隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料要素には <u>スパイラル</u>	隣接する燃料要素間の間隙を保持するため、燃料
<u>ワイヤ</u> を巻く。	
(2) 燃料集合体	(2) 燃料集合体
炉心燃料集合体の概略構造を第 3.7.2 図に示す。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示	炉心燃料集合体の概略構造を第3.7.2図に示す。
す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラッパ管、ハンドリングヘッド、下部反射体及びエン	す。炉心燃料集合体は、燃料要素、ラッパ管、ハン
トランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を正三角格子状に配列して、これらをラ	トランスノズル等から構成し、127 本の燃料要素を
ッパ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構	ッパ管に納め、この下部にエントランスノズルを、
造とする。燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するための <u>スパイラルワイヤ</u> を	造とする。
巻いた状態で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバーを、エントランスノズルに	燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持す
溶接された正六角形の組枠に固定することにより支持される。ハンドリングヘッドは、ラ	で、その下部端栓に差し込まれた板状のノックバー
ッパ管の上部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド下端と燃料要素上端との間に	正六角形の組枠に固定することにより支持される。
は、燃料要素の膨張による干渉を防止するため、約 84 <u>mm</u> の間隙を設ける。また、下部反	部に溶接固定される。なお、ハンドリングヘッド

要素は、燃料材を有する炉心燃料要素(内 する。炉心燃料要素は、第3.7.1 図に示 混合酸化物焼結ペレット)を被覆管に挿 勿焼結ペレット(劣化ウラン))を、上部 、プレナムスプリング及びプレナムスリ 部に下部反射体ペレットを入れて、両端 ガスを封入したものとする。

や物粉末を円柱状にプレス成形し、約94% レット及び熱遮へいペレットと被覆管と ペレットの上部にガスプレナムを設け、 料ペレット及び熱遮へいペレットと被覆 変化等により、被覆管及び端栓溶接部に ペレット、熱遮へいペレット及び上部・ いように、プレナムスリーブ及びプレナ

料要素には<u>ワイヤスペーサ</u>を巻く。

。また、その主要仕様を第 3.7.3 表に示 ンドリングヘッド、下部反射体及びエン を正三角格子状に配列して、これらをラ 、上部にハンドリングヘッドを配した構

するための<u>ワイヤスペーサ</u>を巻いた状態 ーを、エントランスノズルに溶接された 。ハンドリングヘッドは、ラッパ管の上 下端と燃料要素上端との間には、燃料要

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
射体は、6枚の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズルに固定する。エントラ	素の膨張による干渉を防止するため、約84mmの間隙る
ンスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調節するためのオリフィス	の羽根を有するスクリュ形状とし、エントランスノズ
孔を複数個設ける。	には、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量を調
	設ける。
3.7.2.4 評価	3.7.2.4 評価
(1)構成材料	(1) 構成材料
燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において、被覆管及び充填ガス(ヘリウムガ	燃料ペレットは、炉心の運転温度及び圧力において
ス)に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を保持する能力がある。	ス)に対して化学的に不活性であり、核分裂生成物を
ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相	ステンレス鋼は、吸収断面積が小さく中性子経済性
互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐える強度を有し、1次冷却材、プルト	互作用及び被覆管の内外圧力差による変形に十分耐え
ニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対して高い耐食性を有し、かつ、高い	ニウム・ウラン混合酸化物燃料、核分裂生成物等に対
信頼性を有する材料である。	信頼性を有する材料である。 <u>なお、設計降伏点(Sy)、</u>
	度に及ぼす主な環境効果として、高速中性子による照
	<u>がある。このうち、照射効果については、約 500℃以下</u>
	位密度増加による硬化のため強度が上昇するのに対し
	<u>組織の回復、軟化のため強度低下が生ずる。一方、</u> ナ
	側で固溶元素のナトリウム中への選択的拡散溶出が生
	<u>覆管の短時間強度はこの環境効果を考慮して設定する</u>
	強度も同様の環境効果を考慮して設定する。
(2) 燃料要素	(2) 燃料要素
燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及び放出、燃料ペレットの密度変化及び	燃料要素の性能評価は、核分裂生成ガスの生成及ひ
熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形、燃料ペレットと被覆管の相互作用	熱膨張、被覆管のスエリング、クリープ及び弾性変形
等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本原子炉で使用する燃料要素と類似仕	等の原子炉運転中に生ずる諸現象を考慮して行う。本
様の燃料要素の照射実績は、追補1 「3. 原子炉及び炉心」の追補の「V. 燃料要素の照	様の燃料要素の照射実績は、本燃料要素の過出力(定
<u>射実績」に示すように、</u> 本燃料要素の過出力(定格出力に過出力因子を乗じた出力であっ	あって、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過
て、燃料ペレットの最高温度が運転時の異常な過渡変化時に達する最高温度を包絡する出	る出力をいう。以下同じ。)時の最大線出力密度である
力をいう。以下同じ。)時の最大線出力密度である約 360W/cm を上回る線出力密度で、本燃	本燃料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000
料要素の燃料要素最高燃焼度を上回る約 110,000MWd/t の燃焼度が達成されており、また、	た、本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t 以
本燃料要素の燃料要素最高燃焼度 90,000MWd/t 以上の燃焼度を達成した照射実績は多数あ	数あり、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が
り、こうした高燃焼度までの燃料要素の健全性が確認されている。	原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転
原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃	料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側
料要素の健全性は以下のように保たれる。なお、内側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集	合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混
合体の燃料要素とは、燃料ペレットのプルトニウム混合比等がわずかに異なるのみで、そ	の他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が
の他の寸法、構造、材料等の仕様及び炉内使用条件が同様であるので、それぞれの評価結	果に有意な差が生じることはない。
果に有意な差が生じることはない。	(i)燃料最高温度
(i)燃料最高温度	燃料最高温度は、「3.5.3 計算方法」に基づいた角

燃料最高温度は、定格出力時最大線出力密度約 330W/cm において約 2,300℃、過出力 時最大線出力密度約 360W/cm において約 2,410℃であり、プルトニウム・ウラン混合酸 化物燃料の融点⁽¹⁾に原子炉内における使用期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温 燃料最高温度は、「3.5.3 計算方法」に基づいた解析により、定格出力時最大線出力密 度約 330W/cm において約 2,300℃、過出力時最大線出力密度約 360W/cm において約 2,410℃であり、プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料の融点⁽¹⁾に原子炉内における使用 期間中の変化を考慮して設定した燃料最高温度に関する熱設計基準値 2,650℃を超える

常を設ける。また、下部反射体は、6枚 ズルに固定する。エントランスノズル 調節するためのオリフィス孔を複数個

て、被覆管及び充填ガス(ヘリウムガ を保持する能力がある。

性に優れ、燃料ペレットと被覆管の相 える強度を有し、1次冷却材、プルト 対して高い耐食性を有し、かつ、高い)、設計引張強さ(Su)などの短時間強 照射効果とナトリウム浸漬による効果 人下では、フランクループ生成に伴う転 し、約 500℃以上では、主に冷間加工 ナトリウム浸漬効果については、高温 ら生じることにより強度は低下する。被 る。また、被覆管の内圧クリープ破断

び放出、燃料ペレットの密度変化及び 形、燃料ペレットと被覆管の相互作用 本原子炉で使用する燃料要素と類似仕 定格出力に過出力因子を乗じた出力で 過渡変化時に達する最高温度を包絡す ある約 360W/cm を上回る線出力密度で、 200MWd/t の燃焼度が達成されており、ま 以上の燃焼度を達成した照射実績は多 ごが確認されている。

転時の異常な過渡変化時において、燃 側燃料集合体の燃料要素と外側燃料集 混合比等がわずかに異なるのみで、そ が同様であるので、それぞれの評価結

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
度に関する熱設計基準値 2,650℃を超えることはない。	ことはない。
(ii) 被覆管の歪	(ii) 被覆管の歪
(省略)	(変更なし)
(iii) 被覆管の内圧	(ⅲ) 被覆管の内圧
被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、燃料ペレットから放出される核分裂生	被覆管内圧は、製造時に封入するヘリウムガス、
成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、ガスプレナムの体積を十分大き	成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇-
くとっているので、最高燃焼度の被覆管の内圧によるクリープ寿命分数和は、約0.2であ	くとっているので、最高燃焼度の被覆管の内圧に。
る。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の	る。なお、クリープ寿命分数和の計算において、核
燃料要素の照射試験により設定し、使用末期において 100%の核分裂生成ガスが放出する	燃料要素の照射試験により設定し、使用末期におい
ものとして評価する。 <u>被覆管の内圧クリープ破断強度はナトリウムによる影響等を考慮</u>	ものとして評価する。
して設定する。	
(iv)被覆管の応力	(iv) 被覆管の応力
被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧	被覆管の応力は、燃焼初期においては、被覆管の
力 <u>約3kg/cm²[gage] (約0.29MPa[gage])</u> とがほぼ等しいので、被覆管応力は小さい。ま	力 <u>約 0. 29MPa[gage](約 3 kg/cm²[gage])</u> とがほり
た、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力	た、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内国
が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きくとっているので、燃焼末期においても過	が生ずるが、ガスプレナムの体積を十分に大きく。
度に大きくなることはない。さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触することによ	度に大きくなることはない。
り応力が発生するが、燃料ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及びスエリング	さらに、燃料ペレットが膨張して被覆管に接触
による応力緩和が生ずるので、過大な応力が発生することはない。	ペレットのクリープ並びに被覆管のクリープ及び
被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱応力、地震による応力、わん曲拘束によ	で、過大な応力が発生することはない。なお、ハン
る応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流力振動による応力等を考慮するが、これ	の間には、燃料要素の膨張による干渉を防止する方
らの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における一次	被覆管のクリープ、スエリング及び熱膨張による
膜応力の最大値は 112N/mm ² であり、SUS316相当ステンレス鋼及び高 Ni オーステ	収される。
ナイト系ステンレス鋼(A)の Sm 値を下回る。	被覆管応力としては、これらの応力のほかに熱い
	る応力、ワイヤスペーサとの接触による応力、流ス
	らの応力を組み合わせた場合の通常運転時及び運
	膜応力の最大値は 112N/mm ² であり、SUS 3 1
	ナイト系ステンレス鋼(A)の Sm 値を下回る。
(v)疲労サイクル	(v)疲労サイクル
(省略)	(変更なし)
3)燃料集合体	(3)燃料集合体
(省略)	(変更なし)

3.7.3.1~3.7.3.3 (省略)
3.7.3.4 主要設備 (1)燃料要素

添 8-3-21

3.7.3.1~3.7.3.3

3.7.3.4 主要設備

(変更なし)

(1) 燃料要素

、燃料ペレットから放出される核分裂生 するが、ガスプレナムの体積を十分大き よるクリープ寿命分数和は、約0.2であ 该分裂生成ガスの蓄積量は当機構製造の いて100%の核分裂生成ガスが放出する

の内圧と外圧である1次冷却材の運転圧 ぼ等しいので、被覆管応力は小さい。ま 圧が徐々に上昇し、被覆管には引張応力 とっているので、燃焼末期においても過

することにより応力が発生するが、燃料 バスエリングによる応力緩和が生ずるの <u>ノドリングヘッド下端と燃料要素上端と</u> ため、約84mmの間隙を設けているため、 5燃料要素の軸方向変位による応力は吸

応力、地震による応力、わん曲拘束によ 力振動による応力等を考慮するが、これ 種転時の異常な過渡変化時における一次 6相当ステンレス鋼及び高 Ni オーステ

変更後

(省略)

(2) 燃料集合体

照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4 図に、主要仕様を第3.7.3 表に示す。照射燃料集 合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラッパ管、ハンドリングヘッド及びエント ランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設 けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型 照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。

コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二 重の円筒管(α型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。)であり、その種 類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せによりα型、β 型、 γ 型及び δ 型コンパートメントの4種類に分類される。なお、 α 型及び γ 型コンパ ートメントは、燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で 燃料要素間を保持する構造とする。 β 型及び δ 型コンパートメントは、燃料要素 1 本を シュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構 造とする。先行試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、 ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレ ーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。 基礎試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペ ーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造 容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。照射燃料集合体の構造を以下に示 す。

(i) A型照射燃料集合体

A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、スパイラルワイヤを巻いたA型用炉心燃料要 素を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラッパ管 に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とす る。

試料部は、燃料要素7本のバンドル(正三角格子状に配置した燃料要素の束)を二重の ステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、α型又はβ型コンパートメントをステンレ ス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。

A型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束に よる照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあっては、 コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認でき る機能を有する。

(ii) B型照射燃料集合体

B型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのま わりに、y型コンパートメント6本を配し、全体をラッパ管に納め、この下部にエントラ ンスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B型照射燃料集合体は、

(変更なし) (2) 燃料集合体

照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4 図に、主要仕様を第3.7.3 表に示す。照射燃料集 合体は、炉心燃料集合体と同様に、燃料要素、ラッパ管、ハンドリングヘッド及びエント ランスノズル等から構成する。照射燃料集合体の種類は、燃料集合体の中央に試料部を設 けたA型照射燃料集合体、燃料集合体内に数本のコンパートメントを納めたB型及びD型 照射燃料集合体、炉心燃料集合体と同様な形状のC型照射燃料集合体の4種類とする。 コンパートメントは、照射燃料集合体の内部において独自に冷却材流量を設定できる二

重の円筒管(α型コンパートメントにおいては、外管に六角管も用いる。)であり、その種 類は装填する燃料要素の種類及び本数並びに構造及び主要寸法等の組合せによりα型、β 型、 γ 型及び δ 型コンパートメントの4種類に分類される。なお、 α 型及び γ 型コンパ ートメントは、燃料要素最大5本をピンタイロッドの周囲に配置し、ワイヤスペーサ等で 燃料要素間を保持する構造とする。 β 型及び δ 型コンパートメントは、燃料要素 1 本を シュラウド管に装填し、ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持する構 造とする。先行試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、 ワイヤスペーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを上部と下部にストレ ーナを有した管構造である内壁構造容器に装填し、この内壁構造容器を納めた構造とする。 基礎試験用 γ 型コンパートメントは、燃料要素1本をシュラウド管に装填し、ワイヤスペ ーサ等で燃料要素とシュラウド管との間を保持し、これを密封型の管構造である密封構造 容器に装填し、この密封構造容器を納めた構造とする。 照射燃料集合体の構造を以下に示す。

(i) A型照射燃料集合体

A型照射燃料集合体は、試料部の周囲に、ワイヤスペーサを巻いたA型用炉心燃料要素 を炉心燃料集合体と同じ燃料要素ピッチで正三角格子状に配置して、全体をラッパ管に 納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とす る。

試料部は、燃料要素7本のバンドル(正三角格子状に配置した燃料要素の束)を二重の ステンレス鋼の試料部六角管に納めたもの、ないしα型又はβ型コンパートメントをス テンレス鋼の試料部六角管に納めた構造とする。

A型照射燃料集合体は、燃料材が占める体積比率が比較的大きいため、高い中性子束に よる照射試験ができる機能を有する。また、コンパートメントを有するものにあっては、 コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認でき る機能を有する。

A型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4 図及び第3.7.5 図に示す。

(ii) B型照射燃料集合体

B型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのま わりに、
γ型コンパートメント6本を配し、
全体をラッパ管に納め、この下部にエントラ ンスノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。B型照射燃料集合体は、

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得ることができ、また、コンパートメ	ほぼ同一の照射条件下でパラメトリックなデータを得
ントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健全性を追跡確認できる機能を有す	ントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の
る。	3 .
先行試験用γ型コンパートメント内には内壁構造容器 1 本が納められ、この内壁構造	先行試験用γ型コンパートメント内には内壁構造物
容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料溶融状態の先行試験用要素の被覆	容器内に先行試験用要素を装填することにより、燃料
管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造	管が、万一、破損しても、先行試験用要素以外の燃料
とする。	とする。
基礎試験用γ型コンパートメント内には密封構造容器 1 本が納められ、この密封構造	基礎試験用γ型コンパートメント内には密封構造窄
容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、	容器内に基礎試験用要素を装填することにより、基礎
基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与えない構造とする。	基礎試験用要素以外の燃料要素の健全性に影響を与え
	<u> B型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4 図及び等</u>
(iii) C型照射燃料集合体	(iii) C型照射燃料集合体
C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバンドルをステンレス鋼の試料部六角管	C型照射燃料集合体は、燃料要素最大 91 本のバン
に納め、これをラッパ管に納め、この下部にエントランスノズルを、上部にハンドリング	に納め、これをラッパ管に納め、この下部にエントラ
ヘッドを配した構造とする。C型照射燃料集合体は、同時に多数の照射データを得ること	ヘッドを配した構造とする。C型照射燃料集合体は、
ができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能を有する。	ができ、燃料要素の健全性を統計的に確認できる機能
	C型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.4図及び等
また、照射条件をオンラインで計測するものにあっては、検出器を取り付け、計測線を	また、照射条件をオンラインで計測するものにあっ
炉外に引き出す構造とする。計測線付C型照射燃料集合体は、内側延長管、外側延長管、	炉外に引き出す構造とする。計測線付C型照射燃料
ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持する。上部案内管、外側延長管及び内	ハウジング等の上部構造により炉心上部機構に支持す
側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の遮へい体を設ける。計測線付C型照	側延長管の間隙には、ステンレス鋼、炭化ほう素等の
射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが回転できるように、下部案内管によ	射燃料集合体の試料部は、燃料交換時に回転プラグが
りガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照射試験終了後計測線付C型照射燃料	りガイドして上部案内管に引き上げる。計測線は、照
集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管により切断し、上部構造と切り離す。計	集合体の取り出し時に、内側延長管と外側延長管に。
測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第3.7.5図に示す。	計測線付C型照射燃料集合体の概略構造を第 3. 7.]
(iv) D型照射燃料集合体 ⁽²⁾	(iv) D型照射燃料集合体 ⁽²⁾
D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設けたステンレス鋼のタイロッドのま	D型照射燃料集合体は、燃料集合体の中央部に設
わりに、γ型コンパートメント6本、δ型コンパートメント18本、又は、これら2種類	わりに、γ型コンパートメント6本、δ型コンパー
のコンパートメントを混在させて配し、全体をラッパ管に納め、この下部にエントランス	のコンパートメントを混在させて配し、全体をラッハ
ノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ	ノズルを、上部にハンドリングヘッドを配した構造と
同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパラメータを設定して照射データを得	同一の照射条件下で燃料要素1本ごとに最大18のパ
ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出すことにより照射中の燃料要素の健	ることができ、また、コンパートメントを適宜取り出
全性を追跡確認できる機能を有する。	全性を追跡確認できる機能を有する。
	D型照射燃料集合体の概略構造を第 3.7.4 図及び第
3.7.3.5 評価	3.7.3.5 評価
(1)構成材料	(1) 構成材料
(省略)	(変更なし)
(2) 燃料要素	(2)燃料要素

を得ることができ、また、コンパートメの健全性を追跡確認できる機能を有す

造容器 1 本が納められ、この内壁構造 燃料溶融状態の先行試験用要素の被覆 料要素の健全性に影響を与えない構造

造容器 1 本が納められ、この密封構造 基礎試験用要素の被覆管が開孔しても、 与えない構造とする。

び第3.7.6図~第3.7.8図に示す。

ジドルをステンレス鋼の試料部六角管 ランスノズルを、上部にハンドリング は、同時に多数の照射データを得ること 幾能を有する。

び第3.7.9図に示す。

あっては、検出器を取り付け、計測線を 料集合体は、内側延長管、外側延長管、 時する。上部案内管、外側延長管及び内 等の遮へい体を設ける。計測線付C型照 が回転できるように、下部案内管によ 照射試験終了後計測線付C型照射燃料 により切断し、上部構造と切り離す。 7.<u>10</u>図に示す。

設けたステンレス鋼のタイロッドのま ートメント 18 本、又は、これら2 種類 いパ管に納め、この下部にエントランス 皆とする。D型照射燃料集合体は、ほぼ いパラメータを設定して照射データを得 出すことにより照射中の燃料要素の健

び第 3.7.11 図に示す。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃	原子炉内における使用期間中、通常運転時及び運
料要素の健全性は以下のように保たれる。	料要素の健全性は以下のように保たれる。
(i)Ⅲ型及びIV型特殊燃料要素	(i)Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素
a. 燃料最高温度	a. 燃料最高温度
(省略)	(変更なし)
b. 被覆管の内圧、応力等	b. 被覆管の内圧、応力等
Ⅲ型及びIV型特殊燃料要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペ	Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管内圧は、
レットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇する	レットから放出される核分裂生成ガス等によっ
が、ガスプレナムの体積を十分大きくとっているので、最高燃焼度の被覆管の内圧に	が、ガスプレナムの体積を十分大きくとってい
よるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。	よるクリープ寿命分数和は、被覆管肉厚が最も
Ⅲ型及びIV型特殊燃料要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と	Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管応力は、
外圧である1次冷却材の運転圧力約3kg/cm ² (約0.29MPa[gage])とがほぼ等しいの	外圧である1次冷却材の運転圧力約0.29MPa[g
で小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇するが、	しいので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生
通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の Sm 値より十分小さい。	するが、通常運転時における一次膜応力の最大
さらに、照射クリープ、スエリング等によるⅢ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管の	ار v₀
歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べ	さらに、照射クリープ、スエリング等による
て十分小さい。	歪は十分小さく、各種の応力サイクルによる累
	て十分小さい。
$(ii) \sim (v)$	(ii) ~ (v)
(省略)	(変更なし)
(vi)限界照射試験用補助要素	(vi)限界照射試験用補助要素
a. 燃料最高温度	a. 燃料最高温度
(省略)	(省略)
b. 被覆管の内圧、応力等	b. 被覆管の内圧、応力等
限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレ	限界照射試験用補助要素の被覆管内圧は、製
ットから放出される核分裂生成ガス等によって生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、	ットから放出される核分裂生成ガス等によって
ガスプレナムの体積を十分大きくとっているので、最高燃焼度の被覆管の内圧による	ガスプレナムの体積を十分大きくとっているの
クリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷	クリープ寿命分数和は、隣接する限界照射試験
を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合においても 1.0 未満である。	を考慮し、被覆管肉厚が最も薄い場合において
限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃焼初期においては、被覆管の内圧と外	限界照射試験用補助要素の被覆管応力は、燃
圧である1次冷却材の運転圧力約 3kg/cm ² [gage](約 0.29MPa[gage])とがほぼ等し	圧である1次冷却材の運転圧力約 0.29MPa[gag
いので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇す	いので小さい。また、燃焼に伴って核分裂生成
るが、通常運転時における一次膜応力の最大値は被覆管の材料の Sm 値より十分小さ	るが、通常運転時における一次膜応力の最大値
さらに、照射クリープ、スエリング等による限界照射試験用補助要素の被覆管の歪	。 さらに、照射クリープ、スエリング等による
は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて	は十分小さく、各種の応力サイクルによる累積
十分小さい。	十分小さい。
(3) 燃料集合体	(3) 燃料集合体
	(亦再去1)

E転時の異常な過渡変化時において、燃

製造時に封入する不活性ガス、燃料ペ って生じ、燃焼とともに徐々に上昇する いるので、最高燃焼度の被覆管の内圧に う薄い場合においても1.0未満である。 燃焼初期においては、被覆管の内圧と gage] (約3kg/cm²[gage])とがほぼ等 主成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇 値は被覆管の材料のSm値より十分小さ

○Ⅲ型及びⅣ型特殊燃料要素の被覆管の 尽積疲労サイクルは設計疲労寿命に比べ

製造時に封入する不活性ガス、燃料ペレ て生じ、燃焼とともに徐々に上昇するが、 ので、最高燃焼度の被覆管の内圧による 険用要素の被覆管開孔時のクリープ損傷 ても1.0未満である。

&焼初期においては、被覆管の内圧と外 ge](約 3kg/cm²[gage])とがほぼ等し 成ガスの蓄積により内圧が徐々に上昇す 直は被覆管の材料の Sm 値より十分小さ

る限界照射試験用補助要素の被覆管の歪 責疲労サイクルは設計疲労寿命に比べて

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.7.4 参考文献 (省略)	3.7.4 参考文献 (変更なし)
第3.7.1 表 燃料集合体の使用条件(1/4) (省略)	第3.7.1 表 燃料集合体の使用条件(1/4) (変更なし)
第 3. 7. 1 表 燃料集合体の使用条件 (2/4) (省略)	第3.7.1表 燃料集合体の使用条件(2/4) (変更なし)
第 3.7.1 表 燃料集合体の使用条件(3/4) (省略)	第3.7.1 表 燃料集合体の使用条件(3/4) (変更なし)



変更前(2021.12.2 付補正)								〕正)			Z	変更很	发		
				,											-
					基礎試験用要素 装填時		一 最大14回		Ι		基礎試験用要素	装填時	I	最大14回	
≳件 (4/4)	炉心挿入位置	炉心燃料領域 (外側燃料領域 <u>*4</u>)	炉心然料領域 炉心然料領域 炉心然料領域	年間照射試験回数	先行試験用要素 装填時		- 最大14回		I	(4/4) 后心插入位置 何心痛入位置 何心然料領域 <u>*4</u> 何心然料領域 <u>*4</u> 何心然料領域 <u>*4</u> 何心然料領域 <u>*4</u> 如心然料領域 <u>*4</u>	十回 ^{批約}	装填時	I	最大14回	
表 燃料集合体の使用条 -	燃料集合体の挿入量	第3 0 1まの と た り	770. 2. 1.4X 0. C. 40 . J		限界照射試験用要素 装填時		取入4回 最大1回*5		最大1回*5	表 燃料集合体の使用条 燃料集合体の挿入量 第2.4.1表のとおり	限界照射試驗用要素	装填時	最大4回	最大1回 <u>*6</u>	
第3.7.1		照射燃料集合体 A型照射燃料集合体	B 型照射燃料集合体 C 型照射燃料集合体 D 型照射燃料集合体			照射燃料集合体	A 望照豹然科集宣体 B 型照射姚約集合体	5 王派到派出来日开 C 型照射燃料集合体	D型照射燃料集合体	第3.7.1 第 第3.7.1 10 1		留射峽對集合休	A型照射燃料集合体	B 型照射燃料集合体 く mi m trive i # ヘ tr	

添 8-3-26

	《料集合体	最大1回 ^{* 0}		I
r all	食化物燃料を除く。			
г ъ Ш	褏化物燃料の場合。			
<u>~</u>	向壁構造容器及び密封構造容器にあ	っては、内壁構造容器また	- は密封構造容器の最高温度。	
~1-	<u> 御棒及び後備炉停止制御棒の隣接</u> 1	位置に装荷しないものとす	ى ئ	
٦	1 型用炉心燃料要素(外側)装填時。	0		
1	3型照射燃料集合体とD型照射燃料会	集合体の合計。		

		燃料	燃料材 4ペレット部		
	種類	プルトニウム含有率*1	核分裂性 ^{*2} プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度
¢燃料集合体 5心燃料要素(内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物	32wt%以下	糸5]16wt%	原子炉級	徐518wt%
10、株約. 田孝 (从 佃)		د آن	70 + ···· 1 0 177	بر آت	بـ آ1
"心浴性安杀(外則)	TT [H]	周玉一般料材	0/1 MT7TM	TH T	ШT
	파 숙/ 마누나~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~ ~	然料ペレット部 445	주 프 ~ · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	熟進くいペレット部	
燃料集合体	燃料ペレットの初期密度	「燃料ベレット(甲美) 直径	燃料ヘレット長さ	種類	
※14米11件 心燃料要素(内側)	約94%理論密度	Ж 94. 6mm	新妇 9mm	ウラン酸化物 * 3 焼結ペレシト	
心燃料要素(外側)	王国	子圖	千世	千世	
	林	被覆管 	》 直	その他の部品の材料 端枠	
燃料集合体	L14 FA.	H /			
心燃料要素(内側)	SUS316 抽当 メテンレス鑑または	糸5.5mm	糸J0.35mm	S U S 3 1 6 メルソレス鑑、	
	高Ni オーステナイ ト采 ステンレス錮 (A)			SUS316相当 ステンレス鏑または	
				高Niオーステナイト系 ステンレス錮(A)	
心燃料要素(外側)	千世	千世	구별	子国	
	インイラルワイヤ	その他の部品の材) 上部反射体ペレット及び - ナポロ#44 %	巻 プレナムスプリング	プレナムスリーブ	
燃料集合体		「部及知体ヘレシュ			
心燃料要素(内側)	S U S 3 1 6 祖当 ステンレス鑑または 声Niオーステナイト※ ステンレス劉 (A)	SUS316ステンレス蟹 または高Niオーステナイト糸 ステンレス鎧(A)、(B)	SUS304 スポソレス箋	S U S 3 1 6 メルソレス蜜	
心燃料要素(外側)	同上	구별	同上参加またが、	귀恒	
	被覆管間隙(半径)	ガスプレナム長さ	※44 冬ま 4 多 4 6 (燃料 ペレット部)	燃料要素全長	
燃料集合体 心燃料要素(内側) 心被地要素(A-M)	※50. Imm 同一	<i>Ж</i> ј 58 сш ПП -	約50cm 司 ト	約154cm 同下	
	-		1		
	施3.7.	2表 燃料要素の主要仕様(1	(9)		
		194 - 194	燃料材まで、		
	種類	プルトニウム含有率*1	核分裂性 ^{*2} プルトニウム富化度	プルトニウム同位体組成比	ウラン濃縮度
燃料集合体 心燃料要素(内側)	ブルトニウム・ウラン混合酸化物	32wt%以下	約16wt%	原子炉後	術18wt%
心燃料要素(外側)	子里	· 프 · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	約21wt%	土国	다 티
		燃料ペレット部		熟進へこんレット部	
缺氧有人体	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット(中実)直径	燃料ペレット長さ	種類	
ммтжпи 心燃料要素(内側)	約94%理論密度	徐54. 6mm	新 切 9mm	ウラン酸化物*3 焼結ペレット	
心燃料要素(外側)	千世	目上	귀ㅌ	고 ~ // 트	
	材料	恢復官 外径	肉厚	その他の部品の材料構	
燃料集合体 心燃料要素(内側)	S U S 3 1 6 祖当 ステンレス鑑または 声Niオーステナイト ※ ステンレス蟹 (A)	<u></u>	% 50.35mm	SUS316 ステンレス鑑、 SUS316相当 ステンレス靏木合	
				が、 あい」オースケナイト米 ステンレス鍋(A)	

変更前(2021.12.2 付補正)

変更後

炉心燃料要素 (外側)	国上	千世	国上	国上
		その他の部品の材料	क्र	
	ワイヤスペーサ	上部反射体ペレット及び 下部反射体ペレット	プレナムスプリング	プレナムスリーブ
炉心燃料集合体 1、1000-1-2、1000-1-2、1000-1-2				
炉心燃料要素(内側)	SUS316相当	S U S 3 1 6 スアンレス鑑	S U S 3 0 4	S U S 3 1 6
	ステンレス鋼または	または高Niオーステナイト系	ステンレス鋼	メテンレス鍋
	高Niオーステナイト系	ステンレス錮(A)、(B)		
	ステンレス鍋(Y)			
炉心燃料要素(外侧)	目上	귀틸	日上	귀恒
	燃料ペレットー 被覆管間隙(半径)	ガスプレナム長さ	燃料要素有効長さ (燃料ペレット部)	燃料要素全長
诃心燃料集合体				
炉心燃料要素(内側)	杀匀O. 1mm	約58cm	約 50 cm	約154cm
炉心燃料要素 (外側)	千世	千世	山上	귀빌

		<u> 際料表</u>	2			
	種類	プルトニウム <u>含有率*</u> 1	核分裂性 ^{* 2} プルトニウム富化度	プルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度	
I燃料集合体 型特殊燃料要素	プレトニウム・ウラン混合酸化物廃結ペレット	<u>32</u> wt%以下	1	原子炉級	26wt%以下	
/型特殊燃料要素 	부 -	부 -	1	 [편 []	24wt%以下	<u> </u>
	비 고	비 고		티프	26wt%以下 24wt%以下	と史月
	プルトニウムまたは*6*7 ウランの単体または 混合物の酸化物、炭化物、 蜜化物または金属	1		년 2 년	1	[] (2021.12.
;礎試験用要素	プルトニウム・ウラン 混合酸化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合炭化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合蜜化物焼結ペレット またはプルトニウム・ウラン 混合金属メラグ	左欄について、それぞれ <u>32</u> wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下		一 世	1]	2 竹 補止)
型用炉心燃料要素(内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット	<u>32</u> wt%以下	糸516wt %	一 回	約18wt%	
型用炉心燃料要素(外側)	二 二	千 · - [월 -]	約 521wt %	- 나 [正]	举5]18wt%	
		14/14/14/14/14/14/14/14/14/14/14/14/14/1	33 	- - - - -		
	種類	プルトニウム含有率*1	核分裂性* ² プルトニウム富化度	ブルトニウム 同位体組成比	ウラン濃縮度	
燃料集合体 型特殊燃料要素	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	25wt%以下	原子炉殺	26wt%以下	
型特殊燃料要素	귀世	千世	25wt%以下	귀區	24wt%以下	
型限界照射試験用要素	千世	千世	<u>25wt%以下</u>	귀恒	26wt%以下	
型限界照射試験用要素 <<>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>>	上に、2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,2,	同上	<u>25wt%以下</u> 00m+0/1/1下	다 다 匝 匝	24wt%以下 85mt%以下	
行武赟用毁杀	ブルトニウムまたは*。*′ ウランの単体または 混合物の酸化物、炭化物、 蜜化物または金属	(用)段なし)	80wt % LA	브	Sbwt%J	<u> </u>
碊試験用 要素	プルトニウム・ウラン 混合酸化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合炭化物焼結ペレット、 プルトニウム・ウラン 混合蜜化物焼結ペレット 混合蜜化物焼結ペレット 混合蜜化物焼結ペレット	在欄について、それぞれ 32wt%以下、25wt%以下、 30wt%以下、20wt%以下 30wt%以下、20wt%以下	左欄について、それぞれ 58wt%以下、20wt%以下、 24wt%以下、16wt%以下	또	85wt%)X	
型用炉心燃料要素(内側)	プルトニウム・ウラン混合酸化物 焼結ペレット	32wt%以下	旅516wt%	귀 臣	糸518wt %	
型用炉心燃料要素(外側)	千世	王国	茶 521wt %	귀道	糸518wt %	
界照射試験用補助要素		1	うに…+ 0/ い下	1		

Mile		第3.7	. 2表 燃料要素の主要仕様	€ (3/6) 燃料材			
研修制造設施 Matrix (Marking State)		攀坐 <1、1 ℃ 竹苗夜 甲	然料部 ##1、1、1、1+++、1+2	燃料ペレット (中空)	きょう いっぽん	熟進へい部 ^{毎都}	
Control (1999) Cont	照射燃料集合体 Ⅲ刑犇砕帐約要素	※社~レットの初期省及 95% 抽読 家 唐 13 下	※社へレット (十夫) 単任 5 3~7 5mm	外径/内径 5 3~7 5mm /約2mm	然本~ マット 大 C 15mm El 十	/ 重.決 	23
取扱いのため実成 0%5%の低化です 1.1% <td>山土市外旅行支援</td> <td>2010年日区 人</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>シンノ酸石物 焼結ペワシト</td> <td>史史 </td>	山土市外旅行支援	2010年日区 人				シンノ酸石物 焼結ペワシト	史史
 P. C. STRENE (1993) P. C. STRENE (1994) P. C. STRENE (1994) P. C. STRENE (1994) P. C. STRENE (1994) P. S. STRENE (19	IV型特殊燃料要素	95%理論密度以下	5. $18 \sim 6.18$ mm	5.18~6.18mm/約2mm	-나 - 토 [ㅋ -	引J ()
したいののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 のののののののでした。 ののののののののでした。 のののののののののの のののののの	Ⅲ型限界照射試験用要素 ₩7利IIII.B. 网络封封除用面素	95%理論密度以下 050/	$5.3 \sim 6.6 \text{mm}$		고 고	- 그 교 교	2021
 高端であるします。 「シーン・「「「」」」」 「「」」」」 「「」」」」 「」」」 <li」< li=""> 「」」」 </li」<>	17. 至限水県約 起敏力変素 先行試験用要素	90%理論的度以下 95%理論密度以下	$3.16 \sim 0.16$ mm $4.6 \sim 7.5$ mm	<u></u> 4. 6~7. 5mm/約2mm	니 니 티 티	回工 ウランの酸化物、* ^{4*6}	1.12
 						炭化物、窒化物または金属	.21
人口時中心時時期(他) (中)の時間を使用) (中)の前日 (中)の前日 (中)の前日 (h)の前日 (h)の (h) (h)の (h)	基礎試験用要素	95%理論密度以下	$4.6 \sim 7.5 \mathrm{mm}$	4. 6∼7. 5mm∕ %j2mm	비	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット またはウラン金属スラグ	寸伸止)
人工世界での時料業(5%4) 切らの電機電電化下 5.5 - 6.6m 二 約4.6m 二 約4.6m 二 約4.6m 二 約4.6m 二 約4.6m 四、10,000 四 10,000	A型用炉心燃料要素(内侧)	約94%理論密度	杀54.6mm	1	新5 9mm	ウラン酸化物 * 3 麻盆 2 7 3 5	
RAMERICAN REDUCT Store from ItemUsy ItemUsy<	A型用炉心燃料要素(外側)	約94%理論密度	杀匀 4.6mm	1	新5 9mm	「「」「」、「」、「」」、「」、「」、「」、「」、「」、「」」、「」」、「」、「	
第33.7.2次 統保報法のご連任は (1/6) 第447 - 2 - 5 - 5 - 5 - 6 - 6 - 6 - 6 - 6 - 7 - 5 - 5 - 6 - 6 - 6 - 7 - 5 - 5 - 6 - 6 - 7 - 5 - 6 - 7 - 5 - 6 - 7 - 5 - 5	限界照射試驗用補助要素	95%理論密度以下	$5.3 \sim 6.6 \mathrm{mm}$		15mm以下	ゴ直	
服射燃料填合体 燃料ペンリアレマの利用の ベ科ペンリアレマの利用の ベ科ペンリアレマの利用の へ後、小内谷 ベ科ペンリアレマ 電気 団型特殊燃料要素 95%理論密度以下 5.3ペ7.5mm 5.3ペ7.5mm 5.3ペ7.5mm ヴラン酸化物*3 防型特殊燃料要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm 5.18~6.18mm 第.3ペ7.5mm 第.3ペア.5mm ウラン酸化物*3 防型時界燃料或量素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm 5.18~6.18mm 第.18~6.18mm 第.18 1.5mm/約2mm 百上 百上 パ型時界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm (該当なし) 同上 同上 同上 パ型原発照射式験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm (該当なし) 同上 「二 「二 地型原発展開業 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 1.6~7.5mm/約2mm 同上 ウランの酸化物、*4*0 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物素ポペレット*4 加用の心熱軟影響 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物素ポペーット 加用の心熱軟影響 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 1.6~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物素ポペーット 加用の心熱軟影響 1.6~7.5mm 1.6~7.5mm/約2mm		世会年よう」、ここの要	然料部 44 ml - 0 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1 - 1	^{旅行141} 熊料ペレット(中空)		熟進へい部	
田型特殊統科要素 95%理論密度以下 5.3~7.5mm/約2mm 15mm以下 $7 > \psi e^{y} w^{h} w^{*3}$ N型特殊燃料要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm/約2mm 6.3~7.5mm/約2mm 15mm/約2mm 第本本 v v r N型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm/約2mm 6.18mm/約2mm 同上 周上 N型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm/約2mm 6.18mm/約2mm 同上 周上 N型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm/約2mm 6.18mm/約2mm 同上 周上 N型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm/約2mm 6.18mm/約2mm 同上 0.75wm%tw%tw%tw%tw%tw%tw%tw%tw%tw%tw%tw%tw%t%tm%tw%tm%t%tm%tw%tw%tm%tw%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%tm%	照射燃料集合体	燃料ペレットの初期密度	燃料ペレット(中実)直径	※44・2~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~	燃料ペレット長み	種類	
IV型特殊燃料要素 5.18~6.18nm 5.18~6.18nm 5.18~6.18nm 同上 同上 II型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18nm (該当なし) 同上 同上 II型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18nm (該当なし) 同上 同上 II型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18nm (該当なし) 同上 同上 先行試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18nm (該当なし) 同上 同二 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5nm 第 「二 ウランの酸化物、*4*6 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5nm 第 ウランの酸化物、*4*6 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5nm 第 ウラン密化物振端ベレット A型用炉心燃料要素 (内側) 約94%理論密度 約4.6nm (該当なし) 約90m ウラン密机不必当	1.5.1.3.1.5.1.5.1.1.5. Ⅲ型特殊燃料要素	95%理論密度以下	$5.3 \sim 7.5 \mathrm{mm}$	5.3~7.5mm/約2mm	15mm以下	ウレン酸仁物 * 3 焼結ペレシト	
III型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.3~6.6mm (該当なし) 同上 同上 IV型限界照射試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm (該当なし) 同上 一 先行試験用要素 95%理論密度以下 5.18~6.18mm (該当なし) 同上 一 1 先行試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm (長~7.5mm/約2mm 同上 ウランの酸化物、*4*6 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm (長~7.5mm/約2mm 同上 ウランの酸化物、*4*6 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm (長~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物施結ペレット*4 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物施結ペレット*4 人型用炉心燃料要素 (内側) 約94%理論密度 約4.6mm (該当なし) 約90m ウラン酸化物*3	IV型特殊燃料要素	95%理論密度以下	5. $18 \sim 6. 18$ mm	5.18~6.18mm/約2mm	비	비	
先行試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウランの酸化物、*4*6 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウランの酸化物、*4*6 基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウランの酸化物振結ペレット* 本 95%理論密度以下 4.6~7.5mm 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物振結ペレット* 本 カラン酸化物振結ペレット カラン酸化物振結ペレット ウラン蜜化物振結ペレット ウラン蜜化物振結ペレット A型用炉心燃料要素(内側) 約94%理論密度 約4.6mm (該当なし) 約9mm ウラン酸化物*3		95%理論密度以下 95%理論密度以下	5. $3 \sim 6.6 \text{mm}$ 5. $18 \sim 6.18 \text{mm}$	(該当なし)	비 비	비 교	发
基礎試験用要素 95%理論密度以下 4.6~7.5mm/約2mm 同上 ウラン酸化物焼給ペレット*4 グラン酸化物焼給ペレット、 ウラン酸化物焼給ペレット、 ウラン酸化物焼給ペレット、 A型用炉心燃料要素(内側) 約94%理論密度 約4.6mm (該当なし) 約9mm ウラン酸化物*3	先行試験用要素	95%理論密度以下	$4.6 \sim 7.5 \mathrm{mm}$	$4.6 \sim 7.5 \text{mm} / \text{\%}2 \text{mm}$	기 匝	ウランの酸化物、* ^{4*6} 炭化物、蜜化物または金属	更後
A型用炉心燃料要素(内側) 約94%理論密度 約4.6mm (該当なし) 約9mm ウラン酸化物 ^{*3}	基礎試驗用要素	95%理論密度以下	4. $6 \sim 7$. 5mm	4. 6~7. 5mm/ %j2mm	王臣	ウラン酸化物焼結ペレット*4 ウラン炭化物焼結ペレット、 ウラン窒化物焼結ペレット またはウラン金属スラグ	
	A型用炉心燃料要素(内側)	約94%理論密度	养5) 4.6mm	(該当なし)	新5 9mm	ウラン酸化物 * 3 焼結ペレット	
A型用炉心燃料要素(外側) 約94%理論密度 約4.6mm (該当なし) 約9mm 同上 限界照射試験用補助要素 95%理論密度以下 5.3~6.6mm (該当なし) 15mm以下 同上	A型用炉心燃料要素(外側) 限界照射試驗用補助要素	約94%理論密度 95%理論密度以下	約14.6mm 5.3~6.6mm	(該当なし)(該当なし)	約9mm 15mm以下	-빅 -빅 [편 [편	

		<u>「 </u>	IN IT WITLE	その他の音	81品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	スパイラルワイヤ	
照射燃料集合体 Ⅲ型特殊燃料要素	オーステナイト派ステンレス舗	6.4~8.5mm	0. $4 \sim 0$. 7mm	オーステナイト派ステンレス錮	オーステナイト糸ステンレス鋼	
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6. $5 \sim 7$. 5 mm	0.56 \sim 0.76mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	发
III型限界照射試驗用要素	オーステナイト※ステンレス鋼	6. $4 \sim 7$. 5mm	$0.4\sim 0.6$ mm	オーステナイト糸ステンレス鍋	オーステナイト栄ステンレス錮	史則(
IV型限界照射試驗用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6. $5 \sim 7$. 5mm	$0.56 \sim 0.76 \text{mm}$	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	(2021.)
先行試験用要素	オーステナイト※ステンレス鋼または 高速炉用フェライト※ ステンレス鋼(酸化物 分散強化型を含む)	$5.4\sim 8.5$ mm	0. 3~0. 8mm	オーステナイト※ メテンレス鋼または 高速炉用フェライト※ ステンレス鋼(酸化物 分散強化型を含む)	メナンレメ	12.2 付佣止)
基礎試験用要素	メデントメ艶	니 匝	비	メインレム艶	비	
A型用炉心燃料要素(内側)	オーステナイト派メテンレス舗	約5.5mm	糸)0.35mm	オーステナイト派 ステンレス錮	オーステナイト派ステンレス艶	
A型用炉心燃料要素(外侧) 四 = m * i = * * * * * * * * * * * *	千 -	ц Ш	비 .	千 -	- 1	
	第3.7.2表 燃料	少要素の主要 [遷管	€仕様 (4√6)	その色の	部品の材料	
	材料	外径	肉厚	端栓	ワイヤスペーサ	
照射燃料集合体 III型特殊燃料要素	オーステナイト系ステンレス錮	6. 4~8. 5mm	$0.4 \sim 0.7 \text{mm}$	オーステナイト栄メテンレン題	オーステナイト栄ステンレス艶	
IV型特殊燃料要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6. $5 \sim 7$. 5mm	$0.56\sim 0.76$ mm	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	
III型限界照射試驗用要素	オーステナイト楽ステンレス艶	6. $4 \sim 7$. 5mm	0. $4 \sim 0$. 6mm	オーステナイト米ステンレス鶴	オーステナイト糸ステンレス艶	
IV型限界照射試驗用要素	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	6. $5 \sim 7$. 5 mm	$0.56 \sim 0.76 \text{mm}$	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	高速炉用フェライト系 ステンレス鋼	发
先行試験用要素	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼 (酸化物 分散強化型を含む)	5. 4∼8. 5mm	0. 3~0. 8mm	オーステナイト系 ステンレス鋼または 高速炉用フェライト系 ステンレス鋼(酸化物 分散強化型を含む)	メテントス鍛	史後
基礎試驗用要素	ステンレス鋼 (クロム又 はクロムとニッケルを含 有させた合金鋼、酸化物 物分散強化型を含む)	匝	<u> 비</u> 匝	メテントメ錮	一 臣	
A型用炉心燃料要素(内側)	オーステナイト系ステンレス錮	約5.5mm	糸10.35mm	オーステナイト糸ステンレス錮	オーステナイト糸ステンレス錮	
A型用炉心燃料要素(外侧) 限界照射試驗用補助要素	司 上 日 上	同上 6 4~7 5mm	同上 0 4~0.6mm	다 또 [[그 트 트	

		変	更前(20	21. 12. 2	付補正)					
7.2表 略) 7.2表 略)	燃料要素の主 燃料要素の主	要仕様(5 <i>,</i> 要仕様(6 <i>,</i>	∕6) ∕6)								
集合体 外 側 燃料集合体	SUS316 相当 ステンレス鑑または 高Niオーステナイト※ ステンレス鑑(A) 約78.5mm	SUS316 ステンレス鶴	S U S 3 1 6 ステンレス鑑	$127 \pm $ = $127 \pm $	杀56.47mm	正三角格子配列 ワイヤスペーサ型	約297 cm	S U S 3 1 6	ステンレス錮 SUS316	メインマス S U S 3 1 6	ステンレス鑑または 高Niオーステナイト米 ステンレス錮(A)、(B)
炉心燃料 内侧燃料集合体	SUS316相当 ステンレス錮または 高Niオーステナイト系 ステンレス錮(A) 約78.5mm	S U S 3 1 6 メインレス鋼	S U S 3 1 6 ステンレス鋼	127本 127本 二	統96.47mm	正三角格子配列 ワイヤスペーサ型	<u> </u>	S U S 3 1 6	メナンレス錮SUS316	メザンマス鑑 SUS316	ステンレス錮または 高Niオーステナイト系 ステンレス鋼(A)、(B)
	ラッパ管材料 材料 六角外対辺長さ	ハンドリングヘッド 材料	エントランスノズル 材料	装填燃料要素個数 炉心燃料要素(内側) 炉心燃料要素(外側)	燃料要素ピッチ	燃料要素配列 燃料要素間隔保持方式	燃料集合体全長	その他の部品の材料 ノックバー	組枠	下部反射体	

	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
口利昭射候約重合休	D 1995:3316 21 (2 11 2 11 2 2 12 2 2 16 2 2 1 2 2 2 2 3 1 6 2 2 1 2 2 2 2 2 2 3 1 6 2 2 1 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2 2	D 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田
こ対照射検動権令体	N U U U U U U U U U U U U U U U U U U U	C
仕様(2/6) 照射燃料集合体 R型昭射厥約集合体	D S S U S S U S S U S S U S 3 U S S U S 3 U S 3 U S S U S 3 1 6 S U S S U S 3 1 6 S U S S U S 3 1 6 S U S U S S U S	
- 3表 燃料集合体の主要 料集合体	コ コ コ コ コ コ コ コ コ コ コ コ コ コ	 3. 法 換換集合体 3. 法 換換集合体 3. 3. 3. 4 3. 3. 4 3. 4 3. 4 3. 4 3. 4 3. 5 3. 4 3. 5 4. 5 5 5<
第3.7 A型照射燃	N N N N N N N N N N N N N N N N N N N	 第33.1 第33.1 第378.5mm 第378.5mm 第378.5mm 第378.5mm 第378.5mm 第378.5mm 第378.5mm 第378.5mm 第33.1 第33.1 第33.1 第33.1 第33.1 第4 第4 第53.1 第53.1 第33.1 第33.1 第33.1 第4 第53.1 1
	う えんか ス な ス か え か え か か え か か か か か か か か か か か か	ラ エ ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス ス

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
D 内 国 国 国 国 国 国 国 海 泉 大 300本 漫 大 300本 漫 大 300本 漫 大 300本 漫 大 300本 一 一 一 一 一 1 1 1 6 ~ 11mm 1 1 ~ 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	D
C 型 周 型 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加 加	C 理 環 外 燃 本 C 理 環 外 燃 本 原 販 当 大 91本 泉 大 91本 泉 大 91本 「 丁 水 201本 (「 丁 市 市 か し) (「 丁 市 市 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 市 市 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (「 丁 本 か し) (1 1 1 1 1) (1 1 1 1) (1 1 1 1) (1 1 1 1) (1 1 1 1) (1 1 1) (1 1 1) (1 1) (1 1) (1 1) (1 1) (1 1) (1 1)
田田	氏 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田 田
3.7.3法	 3.7.3表
第	第
被	装

型	本ニンゴは2 本ニンゴン 本ナン 本 ニュニュ 9 X 目 5 1 2 1 2 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	ド ま ロンゴには、 を で を で を の 大 四 に し し し し し し し し し し し し し
ンパートメント ショラ ウ	N N N N N N N N N N N N N N N N N N N	$ \begin{array}{c ccccccccccccccccccccccccccccccccccc$
 () <li< td=""><td>1 N</td><td>() () () () () () () () () ()</td></li<>	1 N	() () () () () () () () () ()
 集合体の主要仕様(4/6 照射燃 照射燃 第小// コンパー ブリッドスペーサ型 	1 1 2 U S 3 1 6 スツン (2 3 3 1 6) スウン (2 3 3 1 6) 1 スウン (2 3 3 1 6) スウン (2 3 3 1 6) スウン (2 3 3 1 6) 1 スウン (2 3 3 1 6) 1 スウン (2 3 3 1 6) 1 スウン (2 3 1 6) 1 スウン (2 3 1 6) 1 スウン (2 3 1 6) 1 メリッドス5 1 グリッドスパー 1 ガリッドスパー 1	集合体の主要仕様 (4/6) 集合体の主要仕様 (4/6) 無合体の主要仕様 (4/6) 原語 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 「 二 「 二 1 「 「 「 「 「 「 「 「 二 1 二 1 二 二 1 二 二 (1 二 (
第3.7.3表 燃料 第3.1.3表 燃料 のユンバーサ型	N N N N N N N N N N N N N N N N N N N	第 第3.7.3 第 第 3.7.3 第 第 3.7.3 第 第 3.7.3 第 第 3.7.3 第 第 5 1 5 1 5 1 5 1 5 1 5 1 5 1 5 1 5 1
	警報材 化鸟 警報材 石写 夕敷料 低厚 夕敷料 化吗 分敷料 低厚 水水 计 小额料 紫型型型 (小水料) 化 小 料件特限服 素口 い 酸殊殊界界 間 人 心 糖素紫紫果 間 人 心 管 素燃烧果果 間 水子 管 素燃烧服服 圖書 水子 管 素蒸酸酸 方数要要就就 杵 医野黄素素	警面が 本句 警面が ち 一個大 5 面大 5 面子 5 面子 5 面子 5 面子 5 個型型型 家 2 人 5 料件格服服 素 5 人 5 料件的限 表 5 化 5 化 5 字 零 素燃燃照照 圖料料計計 化 1 於 零 茶燃照照 圖料料計 4 化 数要要就試 持数要要就就 持数要 5 名字 5 名

				変更前(2021.12	.2付補ī	E)											変更後	é	
		験用 シュラウド管型	1本 S U S 3 1 6 福当 メデソンス鋼 約26. 4mm 約9. 6mm	1本 S U S 3 1 6 栢当 ステンレス鋼 約22 4mm 約9.6mm	il il	オーステナイト メーンテナイト ステンレス箇	砲封構造容器1本 * 7 S U S 3 1 6 相当 ステンレス靏	13mm以下 2.8mm以上	× * -	最大1本 長大1本 ニュラウド管型				、験用 シュラウド管型	1本 S U S 3 1 6 拍当 ステンレス響 ぎ0.4mm 約10.6mm	1 4	S C S 3 1 6 在山 メナソフス鑑 約22. 4mm 約0. 6mm	<u>(該当なし)</u> (該当なし)	オー 1本 オーストナイト米 ステンレス響	
		基礎試 ワイヤスペーサ型	1本 SUS316結当 スケンレス鋼 約26.4mm 約30.6mm	1本 SUS316相当 ステンレス靏 約22.4mm 約0.6mm		1本 オーステナイト米 ステンレス鰡	商封構造容器1本 [*] SUS316相当 ステンレス靏	13mm以下 2.8mm以上	× *					基礎討 ワイヤスペーサ型	1本 S U S 3 1 6 右当 スヤンレス蜜 約26.4mm ※10.6mm	1本	S C S 3 1 6 福重 メイソレス箋 参22.4mm 約90.6mm	<u>(該当なし)</u> (該当なし)	ユーステナイト米 ステンレス盤	您封權告容器1本 ^{*7}
	集合体 トメント 一トメント	t 験用 シュラウド管型	1 N U S 3 1 6 査 巡 メイソンアス響 約2.6, 4mm 参0.6mm	1本 SUS316 ポンシアス 第 約22,4mm 約9,6mm	II II	1本 オーステナイト系 ステンレス麵	内態構造容器1本 * 7 S U S 3 1 6 相当 ステンレス鋼	13mm以下 2.8mm以上	× * * 1	服入1本 シュラウド管型) (祖스休	- トメント - トメント	(験用 シュラウド管型	1本 S U S 3 1 6 益当 スヤソレス鑑 約26. 4mm Afric 6-mm	1本	S C S 3 1 6 年世 スポンマス鑑 約22. 4mm 約0. 6mm	<u>(該当なし)</u> (該当なし)	1本 オーステナイト栄 ステンレス鑑	内壁權诰灳器1本 ^{*7}
集合体の主要仕様(5/6		先行 アイヤスペーサ型	1 H S U S 3 1 6 結 メデソアス 第 50.4mm 約0.6mm	1本 S U S 3 1 6 栢当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm		1本 オーステナイト系 ステンレス鋼	内壁構造容器1本 * 7 S U S 3 1 6 相当 ステンレス鋼	13mm以下 2.8mm以上	×* * - - - - - *	東入1年 二 フイヤスペーサ型		集合体の主要仕様(5/6) ^{服64001}	マンパンジャート シンパンジャート マンパート マンパート マンパート マンパート	先行書 ワイヤスペーサ型	1本 S U S 3 1 6 益当 スヤソフス鑑 約26.4mm Africent	1本	S C S 3 1 6 缶 山 メイソアス鑑 約22. 4mm 約0. 6mm	<u>(該当なし)</u> (該当なし)	1本 オーステナイト米 ステンレス鑑	内壁權诰容器1本 ^{*7}
第3.7.3责 燃料:		グリッドスペーサ型	1本 S U S 3 1 6 栢当 メアンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 S U S 3 1 6 福当 ステンレス鋼 約22.4mm 約0.6mm	1本または3本 S U S 3 1 6 相当 ステンレス鋼		II.	- - - - -	最大5本。 最大5本 最大5本 最大1本*3 最大1本*3 最大1本*3	<u></u> 最大3本*3 グリッドスペーサ型		第3.7.3表 燃料		グリッドスペーサ型	1本 S U S 3 1 6 抽当 メインレス錮 約26, 41m ※10, 6mm	14	S C S 3 1 6 年世 メイソアス鑑 参22. 4mm 約90. 6mm	1本または3本 S U S 3 1 6 相当 ステンレス鋼	(<u>該当なし)</u> (該当なし)	(1 7 示 解)
		ワイヤスペーサ型	1本 S U S 3 1 6 抽当 ステンレス鋼 約26.4mm 約0.6mm	1本 S U S 3 1 6 相当 ステントス鋼 1 -	1本または3本 S U S 3 1 6 相当 ステンレス鋼	il il	11	* - 	最大5本* 2 最大5本 最大5本 最大1本*3 最大1本*3	<u></u> 最大3本 ^{* 3} ワイヤスペーサ型				ワイヤスペーサ型	1本 SUS316 スポソレス電 約264m 約264m	14	S C S 3 1 6 相当 ステンレス鋼 (規定なし) 約0.6mm	1本または3本 S U S 3 1 6 相当 ステンレス鋼	(該当なし) (該当なし)	(該当なし)
			冬 酒酒 秋 林 四 月	内 御林 内肉 子 子	パンタイロッド 菌数 材料	シェックティーを見てた。	内壁構造容器または密封構造容器 個数 材料	内径肉厚	装琪您种杂悉都面容 Ⅲ型特异感然和要素 Ⅳ型特殊感验用要素 Ⅲ型限界照射试验用要素	. 17.1110%用要素 基礎試験用要素 限界照射試験用補助要素 燃料要素間隔保持方式					外 國教 大 百 子 子	内省省 人名法格 化合金化合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合金合	内 之 百 同	パンタイロシ ド 歯数 材料	シュラウド音 個数 材料	内壁構造容器または密封構造容器 個数

密封構道谷希1本; S U S 3 1 6 相当	メテンレメ艶	13mm以下	2.8mm以上	$1^{\pm 2}$	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	シュラウド管型
密封構道谷希1本・・ SUS316相当	メデンレメ鰡	13mm以下	2.8mm以上	$1^{\pm 2}$	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	ワイヤスペーサ型
内壁構造谷希1本 SUS316相当	メナンレメ艶	13mm以下	2.8mm以上	$1^{\pm 2}$	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)	シュラウド管型
内壁禰道谷希1本; SUS316相当	メドンレメ鰡	13mm以下	2.8mm以上	$1^{\pm 2}$	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	(該当なし)	最大1本	(該当なし)	(該当なし)	ワイヤスペーサ型
(該当なし) (該当なし)		(該当なし)	(該当なし)	最大5本*2	最大5本	最大5本	最大1本*3	最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)	最大3本*3	グリッドスペーサ型
<u>(該当なし)</u> (該当なし)		(該当なし)	(該当なし)	最大5本*2	最大5本	最大5本	最大1本*3	最大1本*3	(該当なし)	(該当なし)	最大3本*3	ワイヤスペーサ型
個級 材料		内径	肉厚	装填燃料要素個数	III型特殊燃料要素	IV型特殊燃料要素	Ⅲ型限界照射試験用要素	IV型限界照射試験用要素	先行試験用要素	基礎試験用要素	限界照射試験用補助要素	燃料要素間隔保持方式

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
第3.7.3 表 燃料集合体の主要仕様 (6/6) (省略)	第3.7.3 表 燃料集合体の主要仕様(6/6) (変更なし)
第 3. 7. 4 表~第 3. 7. 9 表 (省略)	第3.7.4 表~第3.7.9 表 (変更なし)
第3.7.1 図~第3.7.3 図 (省略)	第3.7.1 図~第3.7.3 図 (変更なし)















照射試験用燃料要素

、試料部六角管





変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.8 反射体及び遮へい集合体	3.8 反射体及び遮へい集合体
(省略)	(変更なし)
第3.8.1表 (省略)	第3.8.1表 (変更なし)
第3.8.1 図~第3.8.3 図 (省略)	第3.8.1 図~第3.8.3 図 (変更なし)
 3.9 制御設備及び非常用制御設備 3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系 (省略) 3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系 3.9.2.1 概要 原子炉施設には、非常用制御設備として、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系(後備 炉停止系)を設ける。後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、主炉停止系による原子炉 停止が不能の場合でも、原子炉を停止するように設計する。 	 3.9 制御設備及び非常用制御設備 3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系 (変更なし) 3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系 3.9.2.1 概要 原子炉施設には、非常用制御設備として、<u>制御棒及び制御</u> 棒及び後備炉停止制御棒駆動系(後備炉停止系)を設ける<u>ま</u> に後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系は、<u>それ</u>の状態において、物理的・電気的に分離し、偶発的救防を挑
3.9.2.2~3.9.2.3 (省略)	<u> 従属要因によって同時にその機能が損なわれない設計とし</u> の場合でも、原子炉を停止するように設計する。 3.9.2.2~3.9.2.3 (変更なし)

御棒駆動系とは独立した後備炉停止制御 ものとし、制御棒及び制御棒駆動系並び れぞれの想定される環境条件及び運転時 地震等の自然現象等による共通要因又は 、主炉停止系による原子炉停止が不能





変更後

3.10 炉心構造物

(省略)

3.11 原子炉容器

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを 有する(第3.11.1図参照)。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズル であり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノ ズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の 内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台(コアサポート)が設けられる。1次冷却 材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物 の間に形成される高圧プレナムを経由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、 炉心構造物及び炉心構成要素を経由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子 炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。

原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する 回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉 カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基 準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、 膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成 する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、 また、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瞬間的破壊が生じないよう、 十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分につ いては、二重構造(リークジャケットを有する構造)とし、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損 が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を必 要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の間隙にナトリウム漏えい検出器を設け ることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを検出できるものと する。なお、当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された 窒素ガスを通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。

原子炉容器は、その上部フランジを、ペデスタル(原子炉建物の一部)に固定し、支持されるも のとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコン クリート(原子炉建物の一部)で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震 力等による原子炉容器の振動を防止する。

高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状と するとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体(多層 構造)等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命 中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、か つ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射によ

3.10 炉心構造物 (変更なし)

3.11 原子炉容器

原子炉容器は、円筒形の胴部に、全半球形鏡板を底部に付した鋼製容器であり、所要のノズルを 有する(第3.11.1図参照)。原子炉容器の主要ノズルは、冷却材入口ノズル及び冷却材出口ノズル であり、冷却材入口ノズルについては原子炉容器の下部の全半球形鏡板の2ヶ所に、冷却材出口ノ ズルについては原子炉容器の胴部の上部の2ヶ所に取り付けられる。また、原子炉容器の円筒胴の 内部の下端付近には、炉心構造物を支持する炉心支持台(コアサポート)が設けられる。1次冷却 材は、冷却材入口ノズルより原子炉容器内に流入し、原子炉容器底部の全半球形鏡板と炉心構造物 の間に形成される高圧プレナムを経由して、炉心構造物内に導入される。その後、1次冷却材は、 炉心構造物及び炉心構成要素を経由して、最終的に、冷却材出口ノズルより流出する。なお、原子 炉容器の上部には、回転プラグが設けられる。

原子炉容器にあっては、原子炉容器本体が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、後述する 回転プラグは原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉 カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基 準事故時に生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増加、熱及び内圧によるクリープ歪み、 膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバーガス等のバウンダリを構成 する機器に加わる負荷に耐えるものとし、かつ、ナトリウムにより腐食するおそれがないように、 また、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瞬間的破壊が生じないよう、 十分な破壊じん性を有するように設計する。また、原子炉容器において冷却材を保持する部分につ いては、二重構造(リークジャケットを有する構造)とするとともに、仕切板等により容積を制限 することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナ トリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主冷却系による崩壊熱の除去に必要な 高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)に保持できるものとする。さらに、当該二重構造 の間隙には、容器形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積する下部の適切な位置に、単純な構 造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設けることで、原子炉冷却材バウンダリ からの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できるものとする。なお、 当該二重構造の間隙には、窒素ガス予熱系の予熱用窒素ガス加熱器により加熱された窒素ガスを 通気し、原子炉容器を予熱できるものとする。

原子炉容器は、その上部フランジを、ペデスタル(原子炉建物の一部)に固定し、支持されるものとする。また、原子炉容器の底部には、同心円筒振止め構造のスカートを設け、生体遮へいコンクリート(原子炉建物の一部)で支持するものとし、原子炉容器の熱膨張を吸収する一方で、地震力等による原子炉容器の振動を防止する。

高速中性子が照射される炉心部付近の原子炉容器壁は、不連続点や応力集中が生じない形状と するとともに、炉心の第9、10列に装荷された遮へい集合体や炉心構造物の中性子遮へい体(多層 構造)等により、プラント寿命中の過度の高速中性子照射を防止し、有効運転時間20年間の寿命 中に中性子照射に起因する損傷によって、原子炉の運転に支障が生じることがないものとし、か つ、原子炉容器は、中性子照射に起因する非延性破壊を考慮し、原子炉容器材料の中性子照射によ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
る機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炉容器内で照射し、定期的に取り出し	る機械的性質の変化を監視するための各種試験片を、原子炊
て、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラム時の急激な熱衝撃を低減するため、	て、その健全性を確認できる構造とする。また、原子炉スクラ
原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。原子炉容器の主な仕様を以下に示す。	原子炉容器内壁には、熱遮へい板を取り付けるものとする。
型式にて置円筒形二重容器	型式 たて置円筒形二重容器
材料 オーステナイト系ステンレス鋼(SUS304)	材料 オーステナイト系ステンレス鋼(SUS304)
全高 約 10m	全高 約 10m
胴内径 約3.6m	胴内径 約3.6m
胴厚さ 約 25mm	胴厚さ 約 25mm
高圧プレナム壁厚さ 約25mm	高圧プレナム壁厚さ 約25mm
設計圧力 上部 1.0kg/cm ² [gage](約 98kPa[gage])	設計圧力 上部 1.0kg/cm ² [gage](約 98kPa[gage])
高圧プレナム 7.2kg/cm ² [gage](約 0.71MPa[gage])	高圧プレナム 7.2kg/cm ² [gage](約 0.71M
運転圧力 上部 約0.01kg/cm ² [gage]以下(約0.98kPa[gage]以下)(カバーガス部)	運転圧力 上部 約 0.01kg/cm ² [gage]以下(約 0.98k]
高圧プレナム 約 5kg/cm ² [gage]以下(約 0.49MPa[gage]以下)	高圧プレナム 約 5kg/cm ² [gage]以下(約
設計温度 550℃	設計温度 550℃
運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約 350℃	運転温度 原子炉容器入口冷却材温度 約 350℃
原子炉容器出口冷却材温度 約456℃	原子炉容器出口冷却材温度 約456℃
設計制限中性子照射量(>1MeV) 10 ²⁰ n/cm ²	設計制限中性子照射量(>1MeV) 10 ²⁰ n/cm ²
加熱冷却速度 50℃/h	加熱冷却速度 50℃/h
	多量の放射性物質等を放出する事故等時
	原子炉容器には、多量の放射性物質等を放出するおそれ
	確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源
	保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象が発生した場合
	め、コンクリート遮へい体冷却系により、原子炉容器外
	止後の炉心を冷却できるようにリークジャケットを整備
	リークジャケットは原子炉容器等の原子炉冷却材バウ
	<u>リークジャケットの主な仕様を以下に示す。</u>
	<u>材料 オーステナイト系ステンレス鋼(SUS304)</u>
	<u>胴内径 約3.7m</u>
	<u>胴厚さ 約12mm</u>
第 3.11.1 図 原子炉容器 (省略)	第 3.11.1 図 原子炉容器 (変更なし)
3.12 放射線遮蔽体	3.12 放射線遮蔽体
(省略)	(変更なし)

炉容器内で照射し、定期的に取り出し ラム時の急激な熱衝撃を低減するため、 原子炉容器の主な仕様を以下に示す。 MPa[gage]) kPa[gage]以下)(カバーガス部) J 0.49MPa[gage]以下) れがある事故のうち、原子炉容器液位 原が存在し、かつ原子炉容器液位が確 こに、 炉心の著しい損傷を防止するた 備する。 ウンダリの外周に独立に設置する。
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設)】

【取扱注意】 (原子力機構 大洗研究所) 本書は、核物質防護情報が含まれています。 当機構の同意なく本書の全部又は一部を複写 及び第三者に開示することを禁止します。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
4.1 概要 原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質 貯蔵設備を設ける。また、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場所にあっては、当該場所の放射線量の 異常を検知し、警報を発することができる設備を、また、崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必 要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、警報を発することができる設備を設ける。	4.1 概要 原子炉施設には、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設として 貯蔵設備を設ける。また、新燃料及び使用済燃料を取り扱う場 異常を検知し、警報を発することができる設備を、また、崩壊 要がある場合には、当該場所の温度の異常を検知し、警報を発
核燃料物質取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出までの取扱いにおいて、関連する機器 等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するためのものである。核燃料物質取扱設備は、燃料 集合体等が臨界に達するおそれがないように、かつ、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように、 また、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を確保した上で、燃料集合体等の取扱中にお ける燃料集合体等の落下を防止できるように設計する。また、核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等 を貯蔵するためのものである。核燃料物質貯蔵設備は、必要な容量を有し、かつ、燃料集合体等が臨	核燃料物質取扱設備は、新燃料の搬入から使用済燃料の搬出 等を連携し、当該燃料集合体等を搬入及び搬出するためのもの 核燃料物質取扱設備は、燃料集合体等が臨界に達するおそれ 取り扱う燃料集合体等は、1体とする(ただし、トランスファロー また、崩壊熱により燃料集合体等が溶融しないように設計す タでは、燃料集合体等をポット(ナトリウムを保有)に収納し
界に達するおそれがないように設計する。なお、これらの設備では、燃料集合体だけでなく、制御棒、 反射体、遮へい集合体及び中性子源等の炉心構成要素も取り扱う。 燃料集合体等の取扱いに係る主な操作を以下に示す(燃料集合体等の主な取扱経路:第4.1 図参 照)。また、主な核燃料物質取扱設備の配置を第4.2 図に示す。	クカーでは、アルゴンガス循環装置により内部のアルゴンガスを アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ トリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を 使用済燃料等を缶詰缶に封入する。缶詰缶の内部には、水を充 さらに、使用済燃料からの放射線に対して、十分な厚さを有 を確保したとで、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等
	 を確保した上で、燃料集合体等の取扱中における燃料集合体等 核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等を貯蔵するためのもの な容量を有するように、使用済燃料貯蔵設備(第一使用済燃料 使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。)は、常に、燃 の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持する設計とす また、核燃料物質貯蔵設備は、燃料集合体等が臨界に達する 下)ように設計する。原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び 備にあっては、新燃料を貯蔵能力最大に収容した状態で万一当
	 <u>状態を仮定しても、実効増倍率は0.95以下に保つことができる</u> なお、これらの設備では、燃料集合体だけでなく、制御棒、 の炉心構成要素も取り扱う。 燃料集合体等の取扱いに係る主な操作を以下に示す(燃料集 照)。また、主な核燃料物質取扱設備の配置を第4.2図に示す。 貯蔵設備の運用については、原子炉施設保安規定等に定める。
(1)燃料受入れから新燃料貯蔵設備(原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯 蔵建物新燃料貯蔵設備)に貯蔵するまでの操作 新燃料等は、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備にて受け入れ、開梱・検査された後、貯蔵、 又は第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯蔵される。なお、これらの操作は、原 子炉の運転と無関係に行われる。	 (1)燃料受入れから新燃料貯蔵設備(原子炉附属建物新燃料 蔵建物新燃料貯蔵設備)に貯蔵するまでの操作 新燃料等は、原子炉附属建物新燃料検査貯蔵設備にて 又は第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設備に運搬・貯 照射燃料集合体については、照射装置組立検査施設に 新燃料検査貯蔵設備に運搬・貯蔵される場合、及び照射 た後、燃料取扱用キャスクカーにより受け入れる場合か

ンて、核燃料物質取扱設備及び核燃料物質 り場所にあっては、当該場所の放射線量の 崩壊熱を除去する機能の喪失を検知する必 を発することができる設備を設ける。

設出までの取扱いにおいて、関連する機器 5のである。

それがないように<u>設計する。一つの操作で</u> ロータでの燃料集合体等の移送を除く。)。 <u>+する。燃料出入機及びトランスファロー</u> 内した状態で取り扱う。燃料取扱用キャス 「スを循環する。ナトリウム洗浄装置では、 つつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナ 等を洗浄する。燃料集合体缶詰装置では、 を充填する。

と有する遮蔽構造を設け、適切な遮蔽能力 本等の落下を防止できるように設計する。 のである。核燃料物質貯蔵設備は、必要 <u>*料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二</u> 、燃料集合体の最大挿入量(79 体)以上 とする。

+るおそれがない<u>(実効増倍率は 0.95 以</u> なび第一使用済燃料貯蔵建物新燃料貯蔵設 -当該設備が水で満たされるという厳しい きる設計とする。

を、反射体、遮へい集合体及び中性子源等

料集合体等の主な取扱経路:第4.1 図参 、す。<u>核燃料物質取扱設備及び核燃料物質</u>

燃料検査貯蔵設備及び第一使用済燃料貯

こて受け入れ、開梱・検査された後、貯蔵、 ・貯蔵される。

設にて組み立てられた後、原子炉附属建物 留射燃料集合体試験施設にて組み立てられ 合がある。 (2) 燃料交換操作

(省略)

(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備(水冷却池)からの搬出操作

原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて、検査又は解 体のため、水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属 建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される か又は原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備から第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備 若しくは第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。なお、照射燃料集合体試 験施設で解体された使用済燃料の燃料要素のうち、破壊検査に供したものについては、小径の ステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素とともにステンレス鋼製の缶に収納・溶接密封さ れ、さらに缶詰缶に封入された状態で、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備又は第一使用済燃 料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。また、使用済燃料は、燃料取扱用キャスクカー により、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備を経由せずに、検査又は解体のため照射燃料集合 体試験施設に運搬される場合若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備から照 射燃料集合体試験施設に運搬される場合もある。さらに、第一使用済燃料貯蔵建物使用済 燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部も必要に応じて、第二使用済燃料貯蔵建物使用 済燃料貯蔵設備に運搬される(第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使 用済燃料の一部を第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬する場合がある)。第一 使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に 貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で 1 年以上冷却貯蔵された ものとする。これらの運搬にあっては、輸送容器を使用する。貯蔵された使用済燃料等を再処 理工場に運搬する場合には、使用済燃料等を収納容器に収納し、トレーラ等にて運搬する。な お、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。なお、反射体及び遮へい集合体等に ついても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取り扱われる。

4.2 主要設備

4.2.1 核燃料物質取扱設備

4.2.1.1~4.2.1.4 (省略)

4.2.1.5 ナトリウム洗浄装置

ナトリウム洗浄装置は、使用済燃料等に付着したナトリウムを洗浄するための設備であり、 洗浄容器、アルゴンガス冷却系、水蒸気系及び水系から構成される。使用済燃料等は、燃料取 扱用キャスクカーにより、燃料洗浄槽に装填される。燃料洗浄槽では、アルゴンガスを循環さ

なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。 (2)燃料交換操作

(変更なし)

(3) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備(水冷却池)からの搬出操作 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備で貯蔵された使用済燃料は、必要に応じて、検査又は解 体のため、水中で輸送容器に収納され、照射燃料集合体試験施設に運搬された後、原子炉附属 建物使用済燃料貯蔵設備若しくは第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される か又は原子炉附属建物使用溶燃料貯蔵設備から第一使用溶燃料貯蔵建物使用溶燃料貯蔵設備 若しくは第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。

変更後

なお、照射燃料集合体試験施設で解体された使用済燃料の燃料要素のうち、破壊検査に供し たものについては、小径のステンレス鋼管に密封した後、他の燃料要素とともにステンレス鋼 製の缶に収納・溶接密封され、さらに缶詰缶に封入された状態で、原子炉附属建物使用済燃料 貯蔵設備又は第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される。

また、使用済燃料は、燃料取扱用キャスクカーにより、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備 を経由せずに、検査又は解体のため照射燃料集合体試験施設に運搬される場合若しくは第一 使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備から照射燃料集合体試験施設に運搬される場合 もある。さらに、第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一 部も必要に応じて、第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に運搬される(第二使用済燃 料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備に貯蔵された使用済燃料の一部を第一使用済燃料貯蔵建物使 用済燃料貯蔵設備に運搬する場合がある)。

第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵 設備に貯蔵される使用済燃料は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備等で1年以上冷却貯蔵 されたものとする。

これらの運搬にあっては、輸送容器を使用する。 貯蔵された使用済燃料等を再処理工場に運搬する場合には、使用済燃料等を収納容器に収 納し、トレーラ等にて運搬する。

なお、これらの操作は、原子炉の運転と無関係に行われる。 また、反射体及び遮へい集合体等についても、同様の手順で、核燃料物質取扱設備により取 り扱われる。

4.2 主要設備

4.2.1 核燃料物質取扱設備 4.2.1.1~4.2.1.4 (変更なし)

4.2.1.5 ナトリウム洗浄装置

ナトリウム洗浄装置は、使用済燃料等に付着したナトリウムを洗浄するための設備であり、 洗浄容器(燃料洗浄槽)、アルゴンガス冷却系、水蒸気系及び水系から構成される。 使用済燃料等は、燃料取扱用キャスクカーにより、燃料洗浄槽に装填される。燃料洗浄槽で

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
せることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給することで、ナトリウムを安定	は、アルゴンガスを循環させることで、使用済燃料等を冷却しつつ、徐々に水蒸気を供給する
化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。ナトリウム洗浄 <u>設備</u> は、温度計及び	ことで、ナトリウムを安定化した後、最終的に水を用いて使用済燃料等を洗浄する。
圧力計等の設置により必要な監視機能を確保することで、反応が急激に進むことがないよう	ナトリウム洗浄 <u>装置</u> は、温度計及び圧力計等の設置により必要な監視機能を確保すること
に操作できる構造とする。	で、反応が急激に進むことがないように操作できる構造とする。
4.2.1.6 燃料集合体缶詰装置	4.2.1.6 燃料集合体缶詰装置
(省略)	(変更なし)
.2.2 核燃料物質貯蔵設備	4.2.2 核燃料物質貯蔵設備
4.2.2.1 新燃料貯蔵設備	4.2.2.1 新燃料貯蔵設備
(省略)	(変更なし)
4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備	4.2.2.2 使用済燃料貯蔵設備
使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料	使用済燃料を貯蔵するため、原子炉附属建物、第一使用済燃料貯蔵建物及び第二使用済燃料
貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵	貯蔵建物に、使用済燃料貯蔵設備を設ける。使用済燃料貯蔵設備は、それぞれ水冷却池、貯蔵
ラック、水冷却浄化設備等から構成される。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵	ラック、水冷却浄化設備等から構成される。また、一時的な中継貯蔵設備として炉内燃料貯蔵
ラックを設ける。使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を	ラックを設ける。
有するとともに、貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、また、使用済燃料	使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料からの放射線に対して適切な遮蔽能力を有する <u>ように</u>
の被覆材が著しく腐食するおそれがある場合は、これを防止できるように設計する。さらに、	<u>設計する。水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるも</u>
水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設けるものとする。	のとし、適切な水深を確保できるものとする。
なお、使用済燃料貯蔵設備(第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備及び第二使用済燃料	<u>また、使用済燃料貯蔵設備は、</u> 貯蔵された使用済燃料が崩壊熱により溶融しないように、 <u>水</u>
貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備を除く。)は、常に、「3.2 炉心」に示す燃料集合体の最大挿入量	浴却净化設備については、通常状態において、水温を42℃以下に管理できるように設計する。
(79 体)以上の燃料集合体を貯蔵することかできる状態を維持するものとする。また、使用	使用資燃料の彼復材か者しく腐食するおそれかある場合は、これを防止できるように設計
済燃料貯蔵設備では、燃料集合体以外の炉心構成要素等を貯蔵する場合もめる。	する。 <u>炉心燃料集合体の彼復材にはステンレス鋼を使用する。</u>
	さらに、水布却他には、ての水位を側走でき、かつ、ての乗吊を使却できる設備を設けるものとます。 原子症母尾連続体用这機判監査評価、第一体用这機判監査連続体用这機判監査評価
	のとりる。 <u>原于ゲ附属建物使用貨幣料貯蔵設備、第一使用貨幣料貯蔵建物使用貨幣料貯蔵設備</u> 及び第二体用溶燃料貯蔵建物体用溶燃料貯蔵設備の水冷却池に設置した液位計に上り、液位
	<u>及び第一</u> 使用頂燃料計蔵建物使用頂燃料計蔵設備の小市却個に設置した限位前により、被位 の異党を絵知するとともに一当該整要を由車制御室にて発することができるものする
	料貯蔵建物使用溶燃料貯蔵設備を除く。)は、常に、「3.2 炉心」に示す燃料集合体の最大挿入
	量(79 体)以上の燃料集合体を貯蔵することができる状態を維持するものとする。また、使
	工作がおり、「「「「「」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」、「」、「」、「」、「」
(1) 原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備	(1)原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備
原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵	原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料等を貯蔵
するための設備である。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラッ	するための設備である。原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラッ
ク及び水冷却浄化設備等から構成され、200 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有す	ク及び水冷却浄化設備等から構成され、200 体の使用済燃料を貯蔵する能力を有す
る。水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張り	る。貯蔵ラック内の使用済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を
した強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。水冷却浄化設備について	確保するように設計する。
は、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態	水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りし

変更後	変更前(2021.12.2 付補正)
た強固な構造とし、かつ、排水口を有しない	において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備
水冷却浄化設備については、貯蔵された	の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持で
とを防止するため、通常状態において、水	きない状況に至ることがないようにサイフォンブレーカーを設ける。水冷却浄化設
るとともに、水冷却浄化設備の配管破断が	備系統図を第4.6図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析
使用済燃料等の冠水が維持できない状況に	することで、適切に維持されていることを確認する。また、使用済燃料貯蔵設備には、
カーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第一	使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン(キャスククレーン)、及び
ては、冷却水を定期的に分析することで、	水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン
また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃	(揚重物を含む。)については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。
レーン(キャスククレーン)、及び水冷却池	水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中におけ
クピットを設ける。なお、クレーン(揚重	る使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフ
落下することがないように設計する。	ェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を
水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用	維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等
ける使用済燃料等の落下を防止できる構造。	の落下を防止する。
フェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失	
を維持できるものとする。さらに、インター	
等の落下を防止する。	
(2) 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵	(2) 第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備
第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵	第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料
等を貯蔵するための設備である。第一使用液	等を貯蔵するための設備である。第一使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水
冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等な	冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備等から構成され、600体の使用済燃料を貯蔵
する能力を有する。 <u>貯蔵ラック内の使用済</u>	する能力を有する。水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステン
<u>に、適切な間隔を確保するように設計する。</u>	レス鋼で内張りした強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。水冷却浄
水冷却池は、水の流出を防止するため、コ	化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止す
た強固な構造とし、かつ、排水口を有しない	るため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、
水冷却浄化設備については、貯蔵された	水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等
とを防止するため、通常状態において、水液	の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレーカーを設け
るとともに、水冷却浄化設備の配管破断が	る。水冷却浄化設備系統図を第4.7図に示す。なお、その浄化機能については、冷却
使用済燃料等の冠水が維持できない状況に	水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。また、使用済
カーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第一	燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン (キャス
ては、冷却水を定期的に分析することで、	ククレーン)、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設け
また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃	る。なお、クレーン(揚重物を含む。)については、貯蔵ラック等に落下することが
レーン(キャスククレーン)、及び水冷却池	ないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロッ
クピットを設ける。なお、クレーン(揚重	クによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できない
落下することがないように設計する。また	ようにする。水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取
は、インターロックによりクレーンの走行筆	扱中における使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失
を通過できないようにする。	に対してフェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の
水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用	保持状態を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使
ける使用済燃料等の落下を防止できる構造。	用済燃料等の落下を防止する。
コノルト、コの乳乳し、「時秋母海校市内	

ものとする。

三用済燃料等が崩壊熱により溶融するこ を 42℃以下に管理できるように設計す じた場合に、サイフォン現象等により、 ることがないようにサイフォンブレー 6 図に示す。なお、その浄化機能につい 切に維持されていることを確認する。 斗等の輸送容器の取扱い等に使用するク つ一部に当該容器を沈めるためのキャス を含む。)については、貯蔵ラック等に

る燃料移送機については、取扱中にお する。また、駆動電源等の喪失に対して 時にあっても、使用済燃料等の保持状態 コックを設け、誤操作による使用済燃料

備

備は、缶詰缶に封入された使用済燃料 然料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水 ら構成され、600 体の使用済燃料を貯蔵 料等が臨界に達するおそれがないよう

√クリート壁をステンレス鋼で内張りし ものとする。

三用済燃料等が崩壊熱により溶融するこ を 42℃以下に管理できるように設計す じた場合に、サイフォン現象等により、 ることがないようにサイフォンブレー 7 図に示す。なお、その浄化機能につい 切に維持されていることを確認する。

斗等の輸送容器の取扱い等に使用するク つ一部に当該容器を沈めるためのキャス を含む。)については、貯蔵ラック等に 輸送容器等の重量物を取り扱う場合に 囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上

水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中にお ける使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対して フェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態

変更後

(3) 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料 等、及び缶詰缶から取り出した使用済反射体等を貯蔵するための設備である。第二使 用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備 等から構成され、350体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。また、450体の使用 済反射体等を貯蔵できる。なお、水冷却池の一部には、使用済反射体等を缶詰缶から 取り出すための缶詰缶開封装置を設ける。また、使用済反射体等を貯蔵するラック は、使用済反射体等を缶詰缶から取り出した状態で貯蔵する構造とし、この貯蔵ラッ クに缶詰缶に封入された使用済燃料等を誤装荷することがないようにする。水冷却 池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りした強固な 構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。水冷却浄化設備については、貯蔵さ れた使用済燃料等が崩壊熱により溶融することを防止するため、通常状態において、 水温を 42℃以下に管理できるように設計するとともに、水冷却浄化設備の配管破断 が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用済燃料等の冠水が維持できない状況 に至ることがないようにサイフォンブレーカーを設ける。水冷却浄化設備系統図を 第4.8 図に示す。なお、その浄化機能については、冷却水を定期的に分析すること で、適切に維持されていることを確認する。また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済 燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するクレーン(キャスククレーン)、及び水冷却 池の一部に当該容器を沈めるためのキャスクピットを設ける。なお、クレーン(揚重 物を含む。)については、貯蔵ラック等に落下することがないように設計する。また、 輸送容器等の重量物を取り扱う場合には、インターロックによりクレーンの走行範 囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上を通過できないようにする。水冷却池内の使 用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における使用済燃料等 の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイルセーフの 設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態を維持できるもの とする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料等の落下を防止す る。

を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料 等の落下を防止する。

(3) 第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備

を通過できないようにする。

第二使用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、缶詰缶に封入された使用済燃料 等、及び缶詰缶から取り出した使用済反射体等を貯蔵するための設備である。第二使 用済燃料貯蔵建物使用済燃料貯蔵設備は、水冷却池、貯蔵ラック及び水冷却浄化設備 等から構成され、350体の使用済燃料を貯蔵する能力を有する。貯蔵ラック内の使用 済燃料等が臨界に達するおそれがないように、適切な間隔を確保するように設計す る。また、450体の使用済反射体等を貯蔵できる。 なお、水冷却池の一部には、使用済反射体等を缶詰缶から取り出すための缶詰缶開 封装置を設ける。また、使用済反射体等を貯蔵するラックは、使用済反射体等を缶詰 缶から取り出した状態で貯蔵する構造とし、この貯蔵ラックに缶詰缶に封入された 使用済燃料等を誤装荷することがないようにする。 水冷却池は、水の流出を防止するため、コンクリート壁をステンレス鋼で内張りし た強固な構造とし、かつ、排水口を有しないものとする。 水冷却浄化設備については、貯蔵された使用済燃料等が崩壊熱により溶融するこ とを防止するため、通常状態において、水温を 42℃以下に管理できるように設計す るとともに、水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、 使用済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレー カーを設ける。水冷却浄化設備系統図を第4.8 図に示す。なお、その浄化機能につい ては、冷却水を定期的に分析することで、適切に維持されていることを確認する。 また、使用済燃料貯蔵設備には、使用済燃料等の輸送容器の取扱い等に使用するク レーン(キャスククレーン)、及び水冷却池の一部に当該容器を沈めるためのキャス クピットを設ける。なお、クレーン(揚重物を含む。)については、貯蔵ラック等に 落下することがないように設計する。また、輸送容器等の重量物を取り扱う場合に は、インターロックによりクレーンの走行範囲を限定し、当該重量物が貯蔵ラック上

水冷却池内の使用済燃料等の移送に使用する燃料移送機については、取扱中にお ける使用済燃料等の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対して フェイルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料等の保持状態 を維持できるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料 等の落下を防止する。



変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
	取扱注意	
	! i	
	<u> </u>	
	<u> </u>	
	<u> </u>	
	<u> </u>	
<u>!</u>		
	■ 茶 ■	
!		
!	! !	
I		



変更前(2021.12.2 付補正)		変更後	
			
			_
i	i		
	i i	I	
	!		
i	i		
	1		
I	I		
	圓		
i			
	之設備		
	■●●		
	物面		
	※ 約		
i	T 核		
	(2)		
	(2)	I	
	4.5		
i	が正		
	i	1	
	!		
i	I		
	i	1	
	1		
i i	Ī		
l 			











国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(5. 原子炉冷却系統施設)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5. 原子炉冷却系統施設	5. 原子炉冷却系統施設
5.1 概要	5.1 概要
原子炉冷却系統施設は、1 次主冷却系、2 次主冷却系及びその他の設備から構成する(第 5.1.1 図	原子炉冷却系統施設は、1次主冷却系、2次主冷却系2
参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事	参照)。1次主冷却系及び2次主冷却系は、通常運転時、

故時において、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱 その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリ の健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、 これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。なお、原子炉冷却系統施 設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備の一部が原子炉冷 却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあっては、冷 却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、 1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバ ウンダリに該当する。アルゴンガスは、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材で あるナトリウムと接しない部分にあっては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。

原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増 加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子 より腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷 却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とし、 万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい 拡大を防止し、1次冷却材の液位を必要な高さに保持できるものとする。さらに、当該二重構造の 間隙にナトリウム漏えい検出器を設けることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナト) リウム)の漏えいを検出できるものとする。

原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。

 $(1) \sim (5)$

(省略)

第5.1.1 図 (省略)

及びその他の設備から構成する(第5.1.1図 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、炉心の冷却を行うとともに、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱 その他の残留熱を除去し、燃料の許容設計限界を超えないように、また、原子炉冷却材バウンダリ の健全性を維持するために監視することが必要なパラメータが設計値を超えないように、さらに、 これらの熱を最終ヒートシンクである大気に輸送できるように設計する。

ここで、その他の残留熱は、原子炉の通常運転中に炉心、原子炉冷却系統施設等の構成材、1次 冷却材及び2次冷却材に蓄積された熱であり、1次主冷却系及び2次主冷却系により、崩壊熱と併 せて除去する。

なお、原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナトリウム充填・ ドレン系の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当し、2次主冷却系、2次補助冷却系並びに2次ナ トリウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系の一部が冷却材バウンダリに該当する。また、 1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備にあっては、冷却材の自由液面を有するものがある。 当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガスを用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカ ラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する。アルゴンガス は、シールガス及びパージガスとしても使用される。冷却材であるナトリウムと接しない部分にあ っては、予熱又は冷却等用のガスとして窒素ガスを用いる。

原子炉冷却材バウンダリ又は原子炉カバーガス等のバウンダリに該当する機器は、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生ずる衝撃、炉心の反応度の変化による荷重の増 加、熱及び内圧によるクリープ歪み、膨張による熱応力その他の原子炉冷却材バウンダリ及び原子 「 「 ケ ガ ス 等 の バ ウ ン ダ リ を 構成 す る 機器 に 加 わ る 負 荷 に 耐 え る も の と し 、 か つ 、 ナ ト リ ウ ム に より腐食するおそれがないように、また、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有するように設計する。さらに、原子炉冷 却材バウンダリを構成する1次主冷却系、1次補助冷却系の機器・配管については二重構造とする とともに、仕切板等により容積を制限することにより、万一、原子炉冷却材バウンダリの破損が生 じた場合においても、冷却材であるナトリウムの漏えい拡大を防止し、1次冷却材の液位を1次主 冷却系による崩壊熱の除去に必要な高さ(原子炉容器通常ナトリウム液位-810mm)に保持できるも のとする。さらに、当該二重構造の間隙には、配管形状も考慮し、漏えいしたナトリウムが堆積す る水平部等の適切な位置に、単純な構造を用いた信頼性の高いナトリウム漏えい検出器を複数設け ることで、原子炉冷却材バウンダリからの1次冷却材(ナトリウム)の漏えいを速やかに、かつ、 確実に検出できるものとする。

原子炉冷却系統施設の基本的な運転方法の概要を以下に示す。 $(1) \sim (5)$

(変更なし)

第5.1.1 図 (変更なし)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5.2 1 次主冷却系 5.2.1 概要	5.2 1 次主冷却系 5.2.1 概要
(省略)	(変更なし)
5.2.2 主要設備	5.2.2 主要設備
$5. 2. 2. 1 \sim 5. 2. 2. 3$	$5. 2. 2. 1 \sim 5. 2. 2. 3$
(省略)	(変更なし)
	5.2.2.4 多量の放射性物質等を放出する事故等時
	1次主冷却系は、多量の放射性物質等を放出するおそ
	において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原
	除去機能喪失事象が発生した場合に、炉心の著しい損傷
	心冷却に必要な原子炉容器液位(原子炉容器通常ナトリ
	<u> </u>
	原子炉容器入口配管の高所部は、補助冷却設備による
	高い位置とし、かつ、冷却材漏えい時に受動的に機能す
	を設けることで、1次主冷却系において、設計基準の範
	<u>っても、補助冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容</u>
第 5. 2. 1 図~第 5. 2. 2 図 (省略)	第5.2.1 図~第5.2.2 図 (変更なし)
5.3 2次主冷却系	5.3 2次主冷却系
(省略)	(変更なし)
5.4 非常用冷却設備	5.4 非常用冷却設備
1 次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、運転時の異常な過渡変化時及び設計基	準 1次主冷却系及び2次主冷却系は、以下の方針に基づき、
事故時において、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱を除去し、	事故時において、原子炉停止時に原子炉容器内において発生
料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウンダリの健全性を維持するために監視	す 料の許容設計限界を超えないよう、また、原子炉冷却材バウ
ることが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これらの熱を最終ヒートシンクである大気に	輸 ることが必要なパラメータが設計値を超えないよう、これら
送できるように設計する。	送できるように設計する。
$(1) \sim (2)$	$(1) \sim (2)$
(省略)	(変更なし)
	(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時
	多量の放射性物質等を放出するおそれがある事故のう
	容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能喪失事象
	環冷却機能喪失事象等が発生した場合に、炉心の著しい
	却材の自然循環により、原子炉停止時に原子炉容器内に
	除去し、2次主冷却系の冷却材の自然循環により、主中間
	空冷式の主冷却機で、最終ヒートシンクである大気に熱

れがある事故のうち、1次主冷却系配管 子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱 を防止するため、補助冷却設備による炉 リウム液位-4,000mm)を確保するものと

<u>炉心冷却に必要な原子炉容器液位よりも る1次主冷却系サイフォンブレーク配管</u> 囲を超えて冷却材が漏えいした場合にあ 器液位を確保する設計とする。

運転時の異常な過渡変化時及び設計基準 した崩壊熱その他の残留熱を除去し、燃 ンダリの健全性を維持するために監視す の熱を最終ヒートシンクである大気に輸

ち、交流動力電源が存在し、かつ原子炉 象又は全交流動力電源喪失による強制循 損傷を防止するため、1次主冷却系の冷 おいて発生した崩壊熱その他の残留熱を 引熱交換器で1次冷却材と熱交換した後、 を輸送することにより、炉心の冷却に必

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	要な機能を有する設計とする。
5.5 補助冷却設備 原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、原子炉停止時に原子炉容器内において発生 した崩壊熱その他の残留熱を除去するための補助冷却設備を設ける(第5.5.1 図参照)。なお、通常 運転時にあっては、補助冷却設備において、冷却材である液体ナトリウムが停滞しないよう、小流量 を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助冷却系から構成する。主な仕様を以下に 示す。	5.5 補助冷却設備 原子炉施設には、1次主冷却系を使用できない場合に、原子 した崩壊熱その他の残留熱を除去するための補助冷却設備を記 運転時にあっては、補助冷却設備において、冷却材である液体 を保持する。補助冷却設備は、1次補助冷却系及び2次補助符 示す。
 全除熱量 約2.6MW ループ(回路)数 1回路(1次補助冷却系) 1回路(2次補助冷却系) 流量約56t/h(1次補助冷却系) 約56t/h(2次補助冷却系) 補助中間熱交換器出口冷却材温度約330℃*(1次補助冷却系) 補助中間熱交換器出口冷却材温度約460℃*(1次補助冷却系) 補助中間熱交換器出口冷却材温度約450℃*(2次補助冷却系) 補助中間熱交換器入口冷却材温度約350℃における値である。 	 全除熱量 約2.6MW ループ(回路)数 1回路(1次補助冷却系) 1回路(2次補助冷却系) 流量 約56t/h(1次補助冷却系) 流量 約56t/h(2次補助冷却系) 補助中間熱交換器出口冷却材温度 約330℃*(11) 補助中間熱交換器入口冷却材温度 約460℃*(11) 補助中間熱交換器出口冷却材温度 約460℃*(22) 補助中間熱交換器入口冷却材温度 約300℃*(22) *:原子炉入口冷却材温度約350℃における
(1)1次補助冷却系 1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には、電磁式の循環ポンプを設ける。1次 補助冷却系の冷却材は、原子炉停止時に原子炉容器内において発生した崩壊熱その他の残留熱 を除去した後、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷却材と熱交換し、原子炉容器に還流す る。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉心上端より下方に開口するものとし、 原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合にあっても、運転できるものとする。ただし、配 管の原子炉容器貫通部は、原子炉容器出口ノズルよりも高い位置とし、かつ、サイフォンブレ 一ク弁を設けることで、1次補助冷却系において、冷却材が漏えいした場合にあっても、1次 主冷却系による崩壊熱その他の残留熱の除去機能を阻害しないものとする。主な仕様を以下に	(1)1次補助冷却系 1次補助冷却系は、一つの回路から構成し、回路には 補助冷却系の冷却材は、原子炉停止時に原子炉容器内に を除去した後、補助中間熱交換器で2次補助冷却系の冷 る。1次補助冷却系の原子炉容器内吸込管の始端は、炉 原子炉容器内の冷却材の液面が低下した場合にあっても 以下に示す。
 示す。 (i)補助中間熱交換器 型式 たて置シェルアンドチューブ型 基数 1 基 容量 約 2.6MW 使用材料 ステンレス鋼 (ii)循環ポンプ 型式 電磁式 基数 1 基 容量 約 56t ∕h 	 (i)補助中間熱交換器 型式 たて置シェルアンドチューブ型 基数 1基 容量 約2.6MW 使用材料 ステンレス鋼 (ii)循環ポンプ 型式 電磁式 基数 1基 容量 約56t√h

子炉停止時に原子炉容器内において発生 設ける(第5.5.1 図参照)。なお、通常 体ナトリウムが停滞しないよう、小流量 冷却系から構成する。主な仕様を以下に

次補助冷却系) 次補助冷却系) 次補助冷却系) 次補助冷却系) る値である。

は、電磁式の循環ポンプを設ける。1次 こおいて発生した崩壊熱その他の残留熱 令却材と熱交換し、原子炉容器に還流す 戸心上端より下方に開口するものとし、 も、運転できるものとする。主な仕様を

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(iii) 配管	(ⅲ) 配管
材質、ステンレス鋼	材質 ステンレス鋼
外径寸法 約110mm (原子炉容器出入口配管)	外径寸法 約110mm(原子炉容器出入口配管)
	多量の放射性物質等を放出する事故等時
	1次補助冷却系は、多量の放射性物質等を放出するお
	系において設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、
	壊熱除去機能喪失事象が発生した場合にあっても、炉心の
	<u>冷却設備による炉心冷却に必要な原子炉容器液位(原子炉</u>
	確保するものとする。
	1 次補助冷却系の原子炉容器出入口配管の高所部は、
	な原子炉容器液位よりも高い位置とし、かつ、冷却材漏;
	却系サイフォンブレーク止弁を設けることで、設計基準の
	合にあっても、非常用冷却設備による炉心冷却に必要な原
(2) 2次補助冷却系	(2) 2次補助冷却系
(省略)	(変更なし)
	(3) 多量の放射性物質等を放出する事故等時
	補助冷却設備は、多量の放射性物質等を放出するおそれ
	保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失事象等が発生した場合
	め、(1)に示す1次補助冷却系により、原子炉停止時に原-
	の他の残留熱を除去し、(2)に示す2次補助冷却系により
	<u>と熱交換した後、空冷式の補助冷却機で、最終ヒートシン</u>
	り、炉心の冷却に必要な機能を有する設計とする。
第5.5.1 図 (省略)	第5.5.1 図 (変更なし)
5.7 ナトリウム充填・ドレン設備	5.7 ナトリウム充填・ドレン設備
原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレンするとともに、必要に応じて、これら	原子炉施設には、冷却材であるナトリウムを充填又はドレン
のナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設備を設ける(第 5.7.1 図参照)。ナト	のナトリウムを一時貯蔵するためのナトリウム充填・ドレン設
リウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充	リウム充填・ドレン設備は、オーバフロー系、1次ナトリウム
填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を一時貯蔵するためのオーバフロータン	填・ドレン系から構成する。オーバフロー系は、1次冷却材を·
ク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原子炉容器に充填(汲み上げ)するため	ク、及び通常運転時において、常時、一定量の1次冷却材を原
の電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填(汲み上げ)された1次冷却材を、原子炉容器の上部に	の電磁式のポンプを有し、原子炉容器に充填(汲み上げ)され
設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させることで、原子炉容器内の1次冷却材の液位	設けた配管を経由して、オーバフロータンクに還流させること
を必要な高さに保持できるものとする。また、1次ナトリウム充填・ドレン系及び2次ナトリウム充	を必要な高さに保持できるものとする。また、1次ナトリウム

それがある事故のうち、1次補助冷却 原子炉容器液位確保機能喪失による崩 の著しい損傷を防止するため、非常用 炉容器通常ナトリウム液位-810mm)を

非常用冷却設備による炉心冷却に必要 えい時に自動的に作動する1次補助冷 の範囲を超えて冷却材が漏えいした場 原子炉容器液位を確保する設計とする。

がある事故のうち、原子炉容器液位確 合に、炉心の著しい損傷を防止するた 子炉容器内において発生した崩壊熱そ 、補助中間熱交換器で1次補助冷却材 たのある大気に熱を輸送することによ

マするとともに、必要に応じて、これら 設備を設ける(第5.7.1図参照)。ナト 本填・ドレン系及び2次ナトリウム充 二時貯蔵するためのオーバフロータン 基子炉容器に充填(汲み上げ)するため れた1次冷却材を、原子炉容器の上部に こで、原子炉容器内の1次冷却材の液位 本 支流填・ドレン系及び2次ナトリウム充

変更前(2021.12.2付補正)変更後

填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク、及び2次冷却 材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンクを有するものとする。なお、ナトリウムを補充する 場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物又は主冷却機建物で溶解した後、当該 ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次 冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷却材純化設備により、製造時又は供給 時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系や2次主冷却系等に充填される。また、 1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場合には、当該ナトリウムは、オーバフロ ータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに排出される。

第5.7.1 図 (省略)

5.8 アルゴンガス設備

原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由 液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス 設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバ ーガスとして供給される他に、シールガス及びパージガスとしても使用される。

(1) 1次アルゴンガス系

1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、 供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッダ、低圧タンク及び真空ポンプ等から構成する。1次主冷 却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対して微正圧に制御 される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッダと連通しており、呼吸ガス 圧力調整ヘッダは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。カバーガスの圧力は、冷却材の 温度変化により変動するため、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッダより低圧タン クにアルゴンガスを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調 整ヘッダにアルゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内に制御する。 また、このカバーガスの圧力を監視することで、原子炉カバーガス等のバウンダリからの原子 炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンクに排気されたアルゴンガスは、必要の都 度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タンクのアルゴンガスは、回転プラグのシ ールガスや核燃料物質取扱設備のパージガスとしても使用される。真空ポンプは、ナトリウム の初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものであ る。 填・ドレン系は、それぞれ1次冷却材を一時貯蔵するための1次冷却材ダンプタンク2基(約95m³/ 基)、及び2次冷却材を一時貯蔵するための2次冷却材ダンプタンク1基(約83m³/基)</sub>を有するもの とする。なお、ナトリウムを補充する場合には、ナトリウムをコンテナ等で輸送し、原子炉付属建物 又は主冷却機建物で溶解した後、当該ナトリウムをナトリウム供給口より注入し、オーバフロータン ク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタンクに充填する。各タンクのナトリウムは、冷 却材純化設備により、製造時又は供給時等において混入した不純物を取り除いた後に、1次主冷却系 や2次主冷却系等に充填される。また、1次主冷却系や2次主冷却系等のナトリウムをドレンする場 合には、当該ナトリウムは、オーバフロータンク、1次冷却材ダンプタンク又は2次冷却材ダンプタ ンクに排出される。

第5.7.1図 (変更なし)

5.8 アルゴンガス設備

原子炉施設には、原子炉容器、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他設備における冷却材の自由 液面のカバーガスとしてアルゴンガスを供給等するためのアルゴンガス設備を設ける。アルゴンガス 設備は、1次アルゴンガス系及び2次アルゴンガス系等から構成する。なお、アルゴンガスは、カバ ーガスとして供給される他に、シールガス及びパージガスとしても使用される。 (1) 1次アルゴンガス系

1次アルゴンガス系は、1次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、 供給タンク、呼吸ガス圧力調整ヘッダ、低圧タンク及び真空ポンプ等から構成する(第5.8.1図 参照)。1次主冷却系等のカバーガスの圧力は、通常運転時において、格納容器内の圧力に対し て微正圧に制御される。1次主冷却系等のカバーガスは、呼吸ガス圧力調整ヘッダと連通して おり、呼吸ガス圧力調整ヘッダは、供給タンク及び低圧タンクに接続される。これらの構成機 器、配管のうち、ナトリウムが到達する可能性がある主な配管及び呼吸ガス圧力調整ヘッダ等 はステンレス鋼を用い、その他の供給タンク及び低圧タンク等には炭素鋼を用いる。カバーガ スの圧力は、冷却材の温度変化により変動するため、呼吸ガス圧力調整ヘッダ等に圧力計を設 置して監視し、圧力が上昇した際には、呼吸ガス圧力調整ヘッダより低圧タンクにアルゴンガ スを排気することで、圧力が低下した際には、供給タンクより呼吸ガス圧力調整ヘッダにアル ゴンガスを供給することで、カバーガスの圧力を定められた範囲内(約0.2~約1.0kPa[gage]) に制御する。また、この圧力計によりカバーガスの圧力を監視するとともに、圧力が低下した 際の供給弁の「開」動作の頻度を中央制御室の制御盤の動作信号により監視することで、原子 炉カバーガス等のバウンダリからの原子炉カバーガスの漏えいを検出する。なお、低圧タンク に排気されたアルゴンガスは、必要の都度、気体廃棄物処理設備に排出される。また、供給タ ンクのアルゴンガスは、回転プラグのシールガスや核燃料物質取扱設備のパージガスとしても 使用される。真空ポンプは、ナトリウムの初期充填時に原子炉容器や1次主冷却系等の内部空 気を排出するために用いられるものである。

多量の放射性物質等を放出する事故等時

多量の放射性物質等を放出する事故のうち、原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去

② 史 刖 (2021.12.2 竹 佣 止	変更前	(2021.	12.2	2 付補正)	
------------------------	-----	--------	------	--------	--

(2) 2次アルゴンガス系

2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、 呼吸ヘッダ及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷 却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却 材(1次主冷却系)の圧力が、2次冷却材(2次主冷却系)より低くするものとし、万一の伝 熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次 冷却材中に混入すること(汚染が拡大すること)を防止できるものとする。なお、2次主冷却 系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に 放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主 冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備 の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備 にあっては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガス を用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバ ーガス等のバウンダリに該当する。 変更後 機能喪失又は交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機 能喪失事象により炉心が著しく損傷し、原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換 器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)が過圧されることを防 止するため、1次アルゴンガス系に、圧力が約10kPaまで上昇した場合に、受動的に開放する 安全板を整備する(第5.8.1図参照)。

(2) 2次アルゴンガス系

2次アルゴンガス系は、2次主冷却系等に必要なアルゴンガスを供給するための設備であり、 呼吸ヘッダ及び真空ポンプ等から構成する。2次主冷却系等のカバーガスの圧力は、1次主冷 却系等のカバーガスの圧力よりも高くなるように保持し、主中間熱交換器において、1次冷却 材(1次主冷却系)の圧力が、2次冷却材(2次主冷却系)より低くするものとし、万一の伝 熱管破損の場合に、1次冷却材が2次冷却材中に流入し、1次冷却材中の放射性物質が、2次 冷却材中に混入すること(汚染が拡大すること)を防止できるものとする。なお、2次主冷却 系等のカバーガスは、放射性物質を有しないため、排気されたアルゴンガスは、直接大気中に 放出される。真空ポンプは、1次アルゴンガス系と同様に、ナトリウムの初期充填時に2次主 冷却系等の内部空気を排出するために用いられるものである。

原子炉冷却系統施設にあっては、1次主冷却系、1次補助冷却系及びナトリウム充填・ドレン設備 の一部が原子炉冷却材バウンダリに該当する。また、1次主冷却系、2次主冷却系及びその他の設備 にあっては、冷却材の自由液面を有するものがある。当該自由液面のカバーガスとしてアルゴンガス を用いるため、1次主循環ポンプ、オーバフローカラム及び1次アルゴンガス系の一部が原子炉カバ ーガス等のバウンダリに該当する。



変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
5.9 ナトリウム予熱設備	5.9 ナトリウム予熱設備	
(省略)	(変更なし)	



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(6. 計測制御系統施設)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
6. 計測制御系統施設	6. 計測制御系統施設
6.1 概要 原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバーガス等のバウンダリ及び格納容器 バウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するために監視することが必要なパラメー タを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても想定される範囲内に制御し、かつ、監視 するための計測制御系統施設 <u>を設ける。</u> 計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況を 把握し、及び対策を講ずるために必要なパラメータを設計基準事故時に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ものとする。	 6.1 概要 原子炉施設には、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉がバウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するタを、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においてもなするための計測制御系統施設として、炉心の中性子束密度を関力系及び線形出力系の3系統)、原子炉冷却材バウンダリ及び力及び温度、1次主冷却系の温度及び流量並びに格納容器内のセス計装を設ける。これらの計測制御系統施設は、通常運転転ても想定される測定範囲を有するものとする。 計測制御系統施設は、設計基準事故が発生した場合の状況をなパラメータを設計基準事故時に想定される環境下において、及び記録できるものとする。 設計基準事故が発生した場合の状況を把握し、及び対策を講 囲は、関連する原子炉保護系の作動設定値を包絡する測定範囲のとする。また、設計基準事故が発生した場合の状況を把握しメータは、設計基準事故が収束するまでの期間にわたり測定する。 こで、設計基準事故が収束するまでの期間にたたり測定する。 こで、設計基準事故が収束するまでの期間とは、設計基準した場合の状況を把握した場合の状況を把握した場合の状況を把握した場合の状況を把握した場合の状況を把握したの場合の状況を把握したの場合の状況を把握したの場合の状況を把握したのが見たのが完成を読述のために必要なパラメータの値が、通常停止時回った値から低下傾向で安定した状態までの期間をいう。
 6.2 核計裝 6.2.1 概要 原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、核計装として、起動系、中間出力系及び 線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1 図に示す。 起動系については、原子炉容器の外側に位置する遮へいグラファイトの中に、<u>中間出力系及び線</u> <u>形出力系</u>については、安全容器と生体遮へい体(コンクリート遮へい体)の間に設置するものとし、 起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調整できるものとする。なお、核計装は、 原子炉保護系(スクラム)に係る信号の一つとして用いられる。当該信号については、起動系において1 out of 2を、中間出力系及び線形出力系において2 out of 3を用いる。 6.2.2 主要設備 (省略) 	 6.2 核計装 6.2.1 概要 原子炉施設には、炉心の中性子束密度を監視するため、病線形出力系の3系統を設ける。その計測範囲を第6.2.1図 起動系<u>及び中間出力系</u>については、原子炉容器の外側に<u>修光出力系</u>については、安全容器と生体遮へい体(コンクリー起動系及び中間出力系においては、その鉛直方向位置を調原子炉保護系(スクラム)に係る信号の一つとして用いらおいて1 out of 2 を、中間出力系及び線形出力系において2 6.2.2 主要設備 (変更なし)

カバーガス等のバウンダリ及び格納容器 ために監視することが必要なパラメー 想定される範囲内に制御し、かつ、監視 監視するための核計装(起動系、中間出 び原子炉カバーガス等のバウンダリの圧 の圧力及び温度等を測定するためのプロ 時及び運転時の異常な過渡変化時におい

を把握し、及び対策を講ずるために必要 、十分な測定範囲及び期間にわたり監視

構ずるために必要なパラメータの測定範 囲を確保し、十分な測定範囲を有するも し、及び対策を講ずるために必要なパラ でき、十分な測定期間を有するものとす

準事故が発生した場合の状況を把握し、 時と同様の範囲に収束又は判断基準を下

核計装として、起動系、中間出力系及び lに示す。

位置する遮へいグラファイトの中に、<u>線</u> - ト遮へい体) の間に設置するものとし、 1整できるものとする。なお、核計装は、 れる。当該信号については、起動系にお 2 out of 3を用いる。



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後	
第 6.2.2 図~第 6.2.4 図 (省略)	第6.2.2 図~第6.2.4 図 (変更なし)	
6.3 プロセス計装	6.3 プロセス計装	
(省略)	(変更なし)	
6.4 燃料破損検出系	6.4 燃料破損検出系	
6.4.1 概要	6.4.1 概要	
(省略)	(変更なし)	
6.4.2 主要設備	6.4.2 主要設備	
(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備	(1) 遅発中性子法燃料破損検出設備	
遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれを収納するグラファイトブロック並び	遅発中性子法燃料破損検出設備は、検出器及びこれ	
に計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に設置される。検出器には、BF3比例計数	に計測装置等から構成し、1次主冷却系配管の近傍に	
管等を使用する。	管等を使用する。 <u>遅発中性子法燃料破損検出設備は、</u>	
	<u>に、バックグランドの値の5倍を超過する測定範囲を</u>	
	物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉が	
	<u>をバックグラウンドの値の5倍以下と設定する。また、</u>	
(2) カバーガス法燃料破損検出設備	<u> </u>	
カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測装置等から構成し、カバーガス中の希ガ	(2) カバーガス法燃料破損検出設備	
ス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを	カバーガス法燃料破損検出設備は、検出器及び計測	
使用する。	ス核分裂生成物の娘核種の放射能を測定する。検出器に	
	使用する。 <u>カバーガス法燃料破損検出設備は、燃料要</u> 素	
	<u>ラウンドの値の 10 倍を超過する測定範囲を有するもの</u>	
	原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安持	
	<u>グラウンドの値の 10 倍以下と設定する。また、燃料</u> 研	
6.5 安全保護回路		
6.5.1 概要	6.5 安全保護回路	
計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生する場合において、その異常な状態を検	6.5.1 概要	
知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能することにより、燃料の許容設計限界を超えな	計測制御系統施設には、運転時の異常な過渡変化が発生~	
いようにするため、安全保護回路を設ける(第6.5.1 図参照)。安全保護回路は、原子炉保護系(ス	知し、及び原子炉停止系統その他系統と併せて機能すること	
クラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成する。原子炉保護系(スクラム)は、運	いようにするため、安全保護回路を設ける(第6.5.1図参照	
転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常な状態を検知し、自動的に原子炉停止	クラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)から構成	
系統を作動させるように、原子炉保護系(アイソレーション)は、設計基準事故時に必要な工学的	転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その異常	
安全施設を自動的に作動させるように設計する。 なお、これらの作動値は通常運転時の設定値を 系統を作動させるように、原子炉保護系(
超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする原子炉容器入口における冷却材の温度	安全施設を自動的に作動させるように設計する。 なお、こ	
に応じて設定する。	超えない範囲で、到達させる原子炉の出力及び目標とする	
原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネルは、単一故障が起きた場合又は使用	に応じて設定する。	
状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護機能を失わないよう、多重性又は多様	原子炉保護系を構成する機械若しくは器具又はチャンネ	

いを収納するグラファイトブロック並び 設置される。検出器には、BF₃比例計数 燃料要素 1 本で開口破損が生じた場合 有するものとし、「核原料物質、核燃料 施設保安規定において、運転上の制限値 、燃料破損を速やかに検出できるものと

装置等から構成し、カバーガス中の希ガ には、ヨウ化ナトリウムシンチレータを <u>素1本で破損が生じた場合に、バックグ</u> のとし、「核原料物質、核燃料物質及び 規定において、運転上の制限値をバック 破損を速やかに検出できるものとする。

をする場合において、その異常な状態を検 とにより、燃料の許容設計限界を超えな (系)。安全保護回路は、原子炉保護系(ス なする。原子炉保護系(スクラム)は、運 気な状態を検知し、自動的に原子炉停止 ン)は、設計基準事故時に必要な工学的 これらの作動値は通常運転時の設定値を る原子炉容器入口における冷却材の温度

ネルは、単一故障が起きた場合又は使用

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネルは、それぞれお互いに分離し、それぞ	状態からの単一の取り外しを行った場合において、安全保護
れのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独立性を確保した設計とする。また、原	性を確保するとともに、原子炉保護系を構成するチャンネル
子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪失、系統の遮断その他の不利な状況が	れのチャンネル間において安全保護機能を失わないように独
発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移行するか、又は当該状態を維持するこ	子炉保護系は、フェイルセーフを基本方針とし、駆動源の喪
とにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できるように設計する。さらに、原子炉保護	発生した場合においても、原子炉施設をより安全な状態に移
系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続された計測制御系統施設の機器又はチャン	とにより、原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できる
ネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り外しが生じた場合においても、その安	系は、計測制御系統施設の一部と共用する場合に、接続される
全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的に分離されたものとする。なお、 <u>原子</u>	ネルに単一故障、誤操作若しくは使用状態からの単一の取り
炉保護系において、電子計算機を使用する場合には、ハードウェアの物理的分離又は機能的分離に	全保護機能を失わないように、計測制御系統施設から機能的
加え、システムの導入段階、更新段階又は試験段階でコンピュータウイルスが混入することを防止	なお、 <u>原子炉保護系にあっては、ハードワイヤードロジッ</u>
する等の措置を講じ、承認されていない動作や変更を防ぐものとし、不正アクセス行為その他の電	ードウェアによる物理的な結線で命令を実行)で構成し、ソ
子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被	<u> </u>
害を防止することができるものとする。	
6.5.2 主要設備	6.5.2 主要設備
(省略)	(変更なし)

獲機能を失わないよう、多重性又は多様 ルは、それぞれお互いに分離し、それぞ 独立性を確保した設計とする。また、原 優失、系統の遮断その他の不利な状況が 多行するか、又は当該状態を維持するこ るように設計する。さらに、原子炉保護 れた計測制御系統施設の機器又はチャン の外しが生じた場合においても、その安 的に分離されたものとする。

ック(補助継電器や配線等で構成し、ハ フトウェアを用いないアナログ回路と

	第 6.5.1	表 原子炉保護系作動設定値			
No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション	
1	中性子束高(出力領域)*1	高 105%	0		
2	中性子束高 (中間領域)	高 フルスケール近く	0		
3	中性子束高(起動領域)	高 フルスケール近く	0		
4	炉周期短(中間領域)	+5 秒	0		
5	炉周期短(起動領域)	+5 秒	0		
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	0		
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	0		
8	1次冷却材流量低	低 80%	0		
9	2次冷却材流量低	低 80%	0		
10	炉内ナトリウム液面低	低 — 100mm	0		
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	0		
12	1 次主循環ポンプトリップ	_	0		
13	2次主循環ポンプトリップ	_	0		
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	0	0	
15	格納容器内温度高	高 60℃	0	0	
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	0	0	
17	地震	水平 150gal	0		
18	電源喪失	_	0		
19	手動アイソレーション	_	0	0	
20	手動スクラム	_	0		
*2:	炉出口冷却材温度高の作動設定(る。 原子炉入口冷却材温度の目標 冷却材温度高の作動設定値を目核 高の作動設定値を、原子炉入口冷 高い値とする。	東高(山方頃域)の作動設定値を 直を、目標出力時の原子炉出口冷 温度を 250℃から 350℃未満の温 票温度より 15℃高い値にするとと 却材温度の目標温度に対応した原	カ材温度より 度とする場合 もに、原子炉 原子炉出口冷劫	8℃高い値と は、原子炉フ 出口冷却材油 I材温度より	^{⊼丁} とす し 且度 8℃
第 6. 5. 6. 6~6. (省1	1図 (省略) .9 略)				第 6. ⁻

6.10 中央制御室

変更後				
第6.5.1表 原子炉保護系作動設定値				
No.	項目	作動設定値	スクラム	アイソレーション
1	中性子束高(出力領域)*1	高 105%	0	
2	中性子束高(中間領域)	高 <u>フルスケール(100%)の 95%</u>	0	
3	中性子束高(起動領域)	高 <u>フルスケール(10⁶cps)の 95%</u>	0	
4	炉周期短(中間領域)	+5 秒	0	
5	炉周期短(起動領域)	+5秒	0	
6	原子炉出口冷却材温度高*1*2	高 464℃	0	
7	原子炉入口冷却材温度高*2	高 365℃	0	
8	1次冷却材流量低	低 80%	0	
9	2次冷却材流量低	低 80%	0	
10	炉内ナトリウム液面低	低 — 100mm	0	
11	炉内ナトリウム液面高	高 +200mm	0	
12	1 次主循環ポンプトリップ	_	0	
13	2次主循環ポンプトリップ	—	0	
14	格納容器内床上線量率高	高 1mSv/h	0	0
15	格納容器内温度高	高 60℃	0	0
16	格納容器内圧力高	高 29kPa[gage]	0	0
17	地震	水平 150gal	0	
18	電源喪失	_	0	
19	手動アイソレーション	_	0	0
20	手動スクラム		0	

:
先行試験においては、甲性子束咼(出刀領域)の作動設定値を目標出力の 105%とし、原子 炉出口冷却材温度高の作動設定値を、目標出力時の原子炉出口冷却材温度より8℃高い値とす る。

> : 原子炉入口冷却材温度の目標温度を 250℃から 350℃未満の温度とする場合は、原子炉入口 冷却材温度高の作動設定値を目標温度より15℃高い値にするとともに、原子炉出口冷却材温度 高の作動設定値を、原子炉入口冷却材温度の目標温度に対応した原子炉出口冷却材温度より8℃ 高い値とする。

.1図 (変更なし)

6.9 変更なし)

6.10 中央制御室

原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。中央制御室は、 原子炉施設には、原子炉制御室として中央制御室を原子炉附属建物2階に設ける。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
原子炉施設の健全性を確保するために必要なパラメータを監視するとともに、 原子炉施設の安全性	中央制御室は、炉心、原子炉冷却材バウンダリ、原子炉カバー
を確保するために必要な操作を手動により行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視	ウンダリ並びにこれらに関連する系統の健全性を確保するため、
盤、通信連絡設備等を設ける。これらの盤(操作スイッチ等を含む。)は、系統及び機器に応じた配置	の核計装(起動系、中間出力系及び線形出力系の3系統)、原子
とし、 <u>名称等</u> を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等とともに、原子炉施設の状態を正確か	<u>ーガス等のバウンダリの圧力及び温度、1次主冷却系の温度及び</u>
つ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を設け、保守点検においても誤りが生じ	<u>度等の</u> パラメータを監視するとともに、 原子炉施設の安全性を
にくいように設計する。警報表示(原子炉保護系の作動に係るものを含む。)については、原子炉施設	より行うことができるものとするため、各種の制御盤及び監視盤
の状態がより正確かつ迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、警報(ブザー	の異常な過渡変化時又は設計基準事故時及び運転時の異常な過渡
又はベル)を発することで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとする。なお、原	その動作が期待される安全施設は、運転員の操作を期待しなくて
子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレーション)の作動に係る警報表示等についても、	<u>に設計する。ただし、中央制御室には、手動スクラムボタン及び</u>
同様とする。	ており、運転員は、手動により、原子炉を緊急停止することがで
	これらの盤(操作スイッチ等を含む。)は、 <u>人間工学上の諸因</u> 手
	配置とし、 <u>名称</u> を表示するとともに、各盤には、操作スイッチ等
	かつ迅速に把握できるように運転表示、計器表示及び警報表示を
	じにくいように設計する。
	警報表示(原子炉保護系の作動に係るものを含む。)についてに
	迅速に把握できるように、重要度に応じて色分けするものとし、
	とで、運転員の注意を喚起して、その内容を表示できるものとす
	なお、原子炉保護系(スクラム)及び原子炉保護系(アイソレ
	についても、同様とする。
また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子炉の運転の停止その他の原子炉施設	また、中央制御室には、設計基準事故が発生した場合に、原子
の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく原子炉制御室に入り、又は一定期間と	の安全性を確保するための措置をとるため、従事者が支障なく周
どまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよう、遮蔽その他の適切な放射線防護	どまり、かつ、当該措置をとるための操作を行うことができるよ
措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生する燃焼ガスに対する換気設備の隔	措置、気体状の放射性物質及び原子炉制御室外の火災により発生
離、その他の適切に防護するための設備を設けるとともに、設計基準事故時に容易に避難できる構造	離(中央制御室空調の再循環運転の適用)、その他の適切に防護
とする。	計基準事故時に容易に避難できる構造 <u>(非常口を設置)</u> とする。
	<u>通常運転時において、外気は、ルーバー、フィルタ、外気取入</u>
	制御室に導入される。設計基準事故時において、必要な場合には
	<u>ャコールフィルタを経由して、中央制御室に取り込む「低汚染モ</u>
	<u>空気を再循環する「高汚染モード」の中央制御室空調再循環運転</u>
	を図る。中央制御室空調再循環運転の適用については、原子炉施
	安全施設は、操作が必要となる理由となった事象が有意な可能
	条件(余震等を含む。)及び施設で有意な可能性をもって同時に
	運転員が容易に操作できるように設計する。原子炉を安全に停止
	安全施設に係る操作は、中央制御室において、集中して対応でき
	想定される環境条件と措置を以下に示す。
	(1) 地震を起因事象として、原子炉がスクラムし、余震な
	原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応は
	中央制御室は、耐震Sクラスであり、地震に対して、相

バーガス等のバウンダリ及び格納容器バ か、炉心の中性子束密度を監視するため マチ炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバ で流量並びに格納容器内の圧力及び温 で確保するために必要な操作を手動に 認識、通信連絡設備等を設ける。運転時 過渡変化又は設計基準事故の発生後に、 ても必要な安全機能が確保されるよう できる。

<u>3子を考慮して、</u>系統及び機器に応じた -等とともに、原子炉施設の状態を正確 *を設け、保守点検においても誤りが生

こは、原子炉施設の状態がより正確かつ 、警報(ブザー又はベル)を発するこ こする。

レーション)の作動に係る警報表示等

④子炉の運転の停止その他の原子炉施設 原子炉制御室に入り、又は一定期間と しよう、遮蔽その他の適切な放射線防護 を生する燃焼ガスに対する換気設備の隔 してもの設備を設けるとともに、設 し、。

スれファン及び空調器を経由し、中央は、プレフィルタ・HEPA フィルタ・チャード」、及び閉回路を構築し、雰囲気に転を適用することで、換気設備の隔離施設保安規定等に定める。

「能性をもって同時にもたらされる環境 こもたらされる環境条件を想定しても、 「止するために必要な安全機能を有する 「きるものとする。」

<u> ፪が継続するケース</u>

は、「監視」である。

目応の頑健性を有するように設計する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	また、制御盤等は床又は壁に固定することにより、地
	<u>及ぼさないように設計する。さらに、運転員が体勢を維</u>
	ともに、中央制御室の天井照明設備は、落下し難い構造
	<u>するものとする。</u>
	(2)地震、竜巻、風(台風)、積雪、落雷、森林火災、火
	し、原子炉がスクラムするケース
	原子炉スクラム後において、運転員に期待される対応
	中央制御室は、非常用ディーゼル電源系に接続される
	記録計について、無停電電源系より給電するものとし、
	<u>も、運転員は安全にその役割を果たすことができるよう</u>
	なお、中央制御室は、外部からの衝撃による損傷の防
	風(台風)、積雪、落雷、森林火災、火山の影響に対して
	<u> 3.</u>
	(3)森林火災、火山の影響により、ばい煙又は降灰が発
	め、中央制御室空調を再循環運転とするケース
	敷地内外において、多量のばい煙が原子炉施設に到達
	報等が発表され、多量の降下火砕物が原子炉施設に到達
	子炉を停止する。
	原子炉停止後において、運転員に期待される対応は、
	<u>ばい煙又は降灰については、中央制御室空調を再循環</u>
	ることにより、運転員は安全にその役割を果たすことな
6.11 中央制御室外原子炉停止盤	6.11 中央制御室外原子炉停止盤
原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室が使用できない場合において、中央制	 原子炉施設には、火災その他の異常な事態により中央制御室
御室以外の場所から原子炉を停止させ、崩壊熱を除去し、及び必要なパラメータを監視するための中	 御室以外の場所から、原子炉保護系(スクラム)を作動させる
央制御室外原子炉停止盤を設ける。	除去し、及び必要なパラメータ(線形出力系指示値、原子炉出
	<u>度)</u> を監視するための中央制御室外原子炉停止盤を設ける。
	<u>中央制御室外原子炉停止盤には、中央制御室が使用できない</u>
	<u>から、原子炉を停止できるように、手動スクラムボタンを設置</u>
	<u>設回路の手動スクラムボタン(中央制御室)に直列して設置す</u>
	タンを押した場合にあっても、「手動スクラム」により、原子炉
	<u>する。当該手動スクラムボタンには名称を表示するとともに、</u>
	る。また、原子炉施設の状態を正確かつ迅速に把握できるよう
	板の取付けによる識別を行い、保守点検における誤操作を防止
	中央制御室外原子炉停止盤は、中央制御室に火災その他の異
	スルートを考慮し、中央制御室と隔離された場所に設置する。
	は、原子炉保護系が作動し、原子炉は停止されるものとする。

震発生時においても運転操作に影響を
持できるように机の配置に留意すると
とするか、ワイヤ等により落下を防止
はの影響により、外部電源喪失が発生
には、「監視」である。
」 非常用照明設備を有し、また、計器・
外部電源喪失が発生した場合にあって
に設計する。
、相応の頑健性を有するように設計す
生し、これらの取り込みを防止するた
きすろおそれが確認された場合 隆灰予
きすろおそれが確認された場合には 原
「監視」であろ
電転とし これらの取り込みを防止す
いできるように設計する
ぶが毎田できない場合において 中央制
口间动物温度及5家了产人口间动物温
提合において 中央制御室以外の提訴
オス 当該毛動マクラムボタンけ 既
ろものとし どちらの毛動スクラムボ
<u>るものとし、こちらの</u> 于動ハラノスか 記得護系(フクラム)が作動するものと
<u> 扉竹さの盛竹に取直し誤操作を切正り</u> に計照にタサなまデオて一般には一般
<u>に可確に行物を衣小りつ。盛には、新</u> する記書しまる
9 ② 取訂
品な事態か生した場合におけるアクセ
なわ、外部電源か利用できない場合に
_

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(7. 放射性廃棄物の廃棄施設)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
7. 放射性廃棄物の廃棄施設	7. 放射性廃棄物の廃棄施設
7.1 概要 (省略)	7.1 概要 (変更なし)
 7.2 気体廃棄物の廃棄施設 7.2.1 概要 (省略) 	 7.2 気体廃棄物の廃棄施設 7.2.1 概要 (変更なし)

7.2.2 主要設備

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッダに 集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基 (予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガ ス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確 認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガスフィルタを経由し、直接、主排気筒に送ら れる。なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2基(予備1基): プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット (2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。 また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された 廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1 基当たり約2週間分 の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3 基設ける(1 基当たりの容量 20m³・圧力9kg/cm²[gage](約0.88MPa[gage]))。このうち、廃ガス貯留タンク1 基は、万一の 事故等に備え、予備として運用するものとする。なお、<u>遮へいコンクリート</u>冷却系等より排出され る廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニット(2 基(予備1基): プレフィルタ及び高 性能フィルタで構成)を経由し、送風機により直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタに より、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を 超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガス モニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを 確認した後、廃ガスフィルタを経由し、主排気筒に送られる。 7.2.2 主要設備

原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、コレクションヘッダに 集約された後、廃ガスクーラ及び廃ガスフィルタを経由し、廃ガス圧縮機(3基(常用圧縮機2基 (予備1基)及び非常用圧縮機1基))に導入される。

アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量 告示」に定める濃度限度以下であることを確認した場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガ スフィルタを経由し、直接、主排気筒に送られる。

なお、廃ガスフィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット<u>I</u>(2基(予備1基): プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられるフィルタユニット <u>II</u>(2基(予備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィルタから構成)がある。 また、換気設備等から主排気筒に送られる排気は、当該ガスを希釈するためにも用いられる。

放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、廃ガス圧縮機に導入された 廃ガスは、廃ガス貯留タンクに圧入貯蔵される。気体廃棄物処理設備には、1 基当たり約2週間分 の放射性気体廃棄物を貯蔵する能力を有する廃ガス貯留タンクを3 基設ける(1 基当たりの容量 20m³・圧力9kg/cm²[gage](約0.88MPa[gage]))。このうち、廃ガス貯留タンク1基は、万一の事 故等に備え、予備として運用するものとする。

なお、<u>コンクリート遮へい体</u>冷却系等より排出される廃ガスについては、当該廃ガス用のフィル タユニット(2基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタで構成)を経由し、送風機によ り直接、主排気筒に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を 測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、廃ガス貯留タンクに圧入貯 蔵される。

圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物 質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガスフィルタを経由し、主排気筒に送ら れる。

気体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。

(1) アルゴン廃ガス系
 コレクションヘッダ
 基数 2基
 容量約0.3 m³/基
 廃ガスクーラ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	基数 1 基
	廃ガスフィルタユニットI
	基数 2基(内予備1基)
	構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ
	廃ガスフィルタユニットⅡ
	基数 2基(内予備1基)
	構成 プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャ
	廃ガス圧縮機
	基数 3 基(常用圧縮機2 基(内予備1 基)及
	型式 無給油型
	廃ガス貯留タンク
	基数 3 基 (内予備1基)
	容量 20m ³ /基
	圧力 9kg/cm²[gage](約 0.88MPa[gage])
	(2)窒素廃ガス系
	廃ガスクーラ
	基数 1 基
	廃ガスフィルタユニット
	基数 2基(内予備1基)
	構成 プレフィルタ及び高性能フィルタ
	廃ガス送風機
	基数 2基(内予備1基)
	型式 無給油型
	(3) 主排気筒
	基数 1 基
	位置 原子炉の炉心中心から北方向約 30m
	高さ 約 80m(T.P.約 118m)
7.3 液体廃棄物の廃棄設備	7.3 液体廃棄物の廃棄設備
7.3.1 概要	7.3.1 概要
原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物質の濃度のレベルが低いものをA、高	原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、その放射性物
いものをBと区分して処理する。これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物等に	いものをBと区分して処理する。 <u>放射性液体廃棄物Aと放</u>
液体廃棄物処理設備を設ける(第7.2図参照)。液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アル	質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条
コール廃液処理装置等から構成する。液体廃棄物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するも	これらの放射性液体廃棄物を処理するため、廃棄物処理建物
のとし、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいする	7.2 図参照)。
ことを防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物が漏えいすることを防止できるものとする。なお、	液体廃棄物処理設備は、蒸発濃縮処理装置、アルコール層
液体廃棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。	物処理設備は、以下に示す方針に基づき設計するものとし、
	物処理建物等から、放射性液体廃棄物が漏えいすることを
	が漏えいすることを防止できるものとする。なお、液体廃棄

ィコールフィルタ

:び非常用圧縮機1基)

物質の濃度のレベルが低いものをA、高 (射性液体廃棄物Bの基準は、「核原料物 に基づく原子炉施設保安規定に定める。 物等に液体廃棄物処理設備を設ける(第

廃液処理装置等から構成する。液体廃棄 、液体廃棄物処理設備が設置された廃棄 防止し、及び敷地外へ放射性液体廃棄物 棄物処理設備の一部は、大洗研究所(南

変更後

(1)~(4) (省略)

7.3.2 主要設備

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等によ り、廃棄物処理建物の廃液タンク(液体廃棄物A受入タンク(2基)及び液体廃棄物B受入タンク (2基))に貯留する。廃棄物処理建物の廃液タンクは、約5日分の放射性液体廃棄物を貯留する 能力を有するものとする。また、液体廃棄物処理設備は、これらを1日で処理するのに十分な能力 を有するものとする。これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性 液体廃棄物Aの基準を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理す る。なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送す る廃液輸送管とする。<u>また、大洗研究所廃棄物管理施設への移送には、廃液運搬車等の車両を使用</u> <u>する場合がある。</u>

当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用 いて濃縮処理を行う。なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移 送するものとし、「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド (II)を経由し、一般排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タ ンク(液体廃棄物A受入タンク)に貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装 置を用いて固化し、放射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物 については、アルコール廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、原子炉附属建物 の液体廃棄物Bタンクに貯留し、必要な処理を行うものとする。また、各建物の廃液タンク若しく は廃液ピット等から排出される廃ガスは、各建物の換気空調設備のダクトに導入し、当該設備の有 するフィルタユニット(プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)を経由し、排気する。液体廃 棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。

(1)~(2) (省略)

7.4 固体廃棄物の廃棄設備

7.4.1 概要

原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものをA、高いものを Bと区分して貯蔵する。これらの放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、原子炉附属 建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける(第2.7 図及 び第7.3 図参照)。なお、放射性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究 所廃棄物管理施設へ移送する。 地区)の核燃料物質使用施設等の一部と共用する。 (1)~(4) (変更なし)

7.3.2 主要設備

原子炉施設で発生した放射性液体廃棄物は、各建物の廃液タンクに集約し、廃液輸送管等により、廃棄物処理建物の廃液タンク(液体廃棄物A受入タンク(2基)及び液体廃棄物B受入タンク (2基))に貯留する。

廃棄物処理建物の廃液タンクは、約5日分の放射性液体廃棄物を貯留する能力を有するものと する。また、液体廃棄物処理設備は、これらを1日で処理するのに十分な能力を有するものとす る。

これらの放射性液体廃棄物については、放射性物質の濃度を測定し、放射性液体廃棄物Aの基準 を満足することを確認した上で、大洗研究所廃棄物管理施設に移送し、処理する。

なお、原子炉施設における排水口は、大洗研究所廃棄物管理施設に放射性液体廃棄物を移送する 廃液輸送管とする。<u>また、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設等からの受入れや大洗研究</u> 所廃棄物管理施設への移送には、大洗研究所(南地区)の核燃料物質使用施設が所掌する廃液運搬 車等を使用する場合がある。

当該放射性液体廃棄物が、放射性液体廃棄物Aの基準を超える場合には、蒸発濃縮処理装置を用いて濃縮処理を行う。

なお、蒸発濃縮処理装置から発生した蒸気ドレンは、蒸気ドレンピットに移送するものとし、「線 量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した上で、排水監視ポンド(II)を経由し、一般 排水溝へ放出する。濃度限度以上の場合は、再度、廃棄物処理建物の廃液タンク(液体廃棄物A受 入タンク)に貯留し、処理する。濃縮液は、濃縮液タンクへ移送し、固化装置を用いて固化し、放 射性固体廃棄物として処理する。なお、アルコールを含む放射性液体廃棄物については、アルコー ル廃液処理装置により、アルコールを分離・除去した後に、原子炉附属建物の液体廃棄物Bタンク に貯留し、必要な処理を行うものとする。

また、各建物の廃液タンク若しくは廃液ピット等から排出される廃ガスは、各建物の換気空調設 備のダクトに導入し、当該設備の有するフィルタユニット(プレフィルタ及び高性能フィルタから 構成)を経由し、排気する。

液体廃棄物処理設備に係る主な仕様を以下に示す。(1)~(2) (変更なし)

7.4 固体廃棄物の廃棄設備

7.4.1 概要

原子炉施設で発生した放射性固体廃棄物は、その線量率等のレベルが低いものをA、高いものを Bと区分して貯蔵する。<u>放射性固体廃棄物Aと放射性固体廃棄物Bの基準は、「核原料物質、核燃</u> <u>料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。</u>これら の放射性固体廃棄物を貯蔵するため、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物 及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける(第2.7図及び第7.3図参照)。なお、放射 性固体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する

发史前(2021.12.2 竹桶工)	変更後 変更後
	(第7.4 図参照)。
7.4.2 主要設備	7.4.2 主要設備
固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵	固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄
設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建	設備並びに原子炉附属建物に設ける原子炉附属建物固体廃棄
物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及びメンテナンス建物に設けるメンテナ	物に設ける第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備及び
ンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。貯蔵能力(容量)は以下のとおりである。	ンス建物固体廃棄物貯蔵設備から構成する。貯蔵能力(容量
廃棄物処理建物 固体廃棄物A貯蔵設備 約100m ³	廃棄物処理建物 固体廃棄物A貯蔵設備 約100m ³
(2000 ドラム缶換算約 500 本)	(2000 ドラム缶換算約 500 本
固体廃棄物B貯蔵設備 合計約 35m ³	固体廃棄物B貯蔵設備 合計約3
(2000 ドラム缶換算約 175 本)	(2000 ドラム缶換算約 175 本
原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備 約 60m ³	原子炉附属建物固体廃棄物貯蔵設備 約 60m ³
(2000 ドラム缶換算約 300 本)	(2000 ドラム缶換算約 300 本
第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備 約130m ³	第二使用済燃料貯蔵建物固体廃棄物貯蔵設備 約!
(2000 ドラム缶換算約 650 本)	(2000 ドラム缶換算約 650 本
メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備 約 450m ³	メンテナンス建物固体廃棄物貯蔵設備 約450m ³
(2000 ドラム缶換算約 2,250 本)	(2000 ドラム缶換算約 2,250 本)
廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約 1 年間分を貯蔵するに十分な能力を有	廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約 1
するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃	するものとする。また、原子炉附属建物、第二使用済燃料貯蔵
棄物貯蔵設備は、保修作業及び改造工事に伴って発生する固体廃棄物を貯蔵できる能力を有する	棄物貯蔵設備は、保修作業及び改造工事に伴って発生する
ものとする。放射性固体廃棄物 <u>は、</u> ドラム缶等の容器に入れて保管する等の方法により、放射性廃	ものとする。
棄物が漏えいし難いものとし、かつ、放射性廃棄物による汚染が広がらないものとする。なお、金	固体廃棄物貯蔵設備は、放射性固体廃棄物をドラム缶等の
属ナトリウムが付着している、若しくは付着しているおそれのある固体廃棄物については、必要に	り、放射性廃棄物が漏えいし難いものとし、かつ、汚染拡大
<u>応じて、</u> メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により、 <u>金属ナトリウムを安定化するも</u>	ニルバック、ビニルシート又はビニル袋等で包装し、放射性
<u>のと</u> し、貯蔵中の火災の発生を防止する。脱金属ナトリウム設備は、金属製の固体廃棄物に対して	する。
使用するスチーム洗浄装置、及び布や紙等の固体廃棄物を相当時間浸漬することのできる水槽等	なお、金属ナトリウムが付着している、若しくは付着してい
から構成する。脱金属ナトリウム処理は、その過程において、作業エリアの区画等を行い、放射性	は、メンテナンス建物に設けた脱金属ナトリウム設備により
物質が散逸し難いものとする。	除去用の治具類(スクレーパー、ヘラ等)を用いて、金属ナ
	トリウムは、脱金属ナトリウム設備により安定化するものと
	いる治具類についても同様に安定化し、 貯蔵中の火災の発生
	は、金属製の固体廃棄物等に対して使用するスチーム洗浄装
	時間浸漬することのできる水槽等から構成する。脱金属ナト
	業エリアの区画等を行い、放射性物質が散逸し難いものとす
5 参考文献	7.5 参考文献

€物A貯蔵設備及び固体廃棄物B貯蔵 棄物貯蔵設備、第二使用済燃料貯蔵建 びメンテナンス建物に設けるメンテナ **遣)**は以下のとおりである。

 35m^3

 130m^3

年間分を貯蔵するに十分な能力を有 蔵建物及びメンテナンス建物の固体廃 固体廃棄物を貯蔵できる能力を有する

の容器に入れて保管する等の方法によ 防止の措置が必要なものについて、ビ 廃棄物による汚染が広がらないものと

いるおそれのある固体廃棄物について 固体廃棄物を直接洗浄するか、又は、 トリウムを除去する。除去した金属ナ し、また、金属ナトリウムが付着して **上を防止する。脱金属ナトリウム設備** 置、及び布や紙等の固体廃棄物を相当 リウム処理は、その過程において、作 -る。


変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
第7.2 図~第7.3 図 (省略)	第7.2図~第7.3図(変更なし)
	保修作業及び改造工事 に伴って発生する 雑固体廃棄物 デ 保修作業及び改造工事 に伴って発生する 固体廃棄物 (雑固体廃棄物を除く。) 毎
	使用済イオン交換樹脂 容 使用済フィルタ に 収 原液固化体 注) : 院棄物運搬車による移送 : 一: 一: 一回休廃棄物貯蔵設備に保管
	<u>第7.4 図 固体廃棄物処理系</u>



原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(8. 放射線管理施設)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
8. 放射線管理施設	8. 放射線管理施設
Q 1	Q 1
	0.1
8.2 主要設備	8.2 主要設備
8.2.1 屋内管理用の主要な設備	8.2.1 屋内管理用の主要な設備
(1) 放射線監視設備	(1)放射線監視設備
原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線監視設備として、エリアモニタを設け	原子炉施設の管理区域内の必要な場所には、放射線
る。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子線エリアモニタ及び空気汚染モニタから	る。エリアモニタは、ガンマ線エリアモニタ、中性子
構成するものとし、設置する場所に応じて使い分けるものとする。また、中央制御室には、放	構成するものとし、設置する場所に応じて使い分ける
射線管理に必要なエリアモニタ及び設計基準事故時における迅速な対応のために必要なエリ	基準事故時等において、格納容器(床上)内のガンマ
アモニタの指示又は記録を集中監視するための放射線監視盤を設ける。	量エリアモニタ及び格納容器(床上)内の放射性ガス
	内空気汚染モニタを有する。
	また、中央制御室には、放射線管理に必要なエリン
	設ける。
$(i) \sim (ii)$	$(i) \sim (ii)$
(省略)	(変更なし)
(2) 放射線管理関係設備	(2)放射線管理関係設備
放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハ	放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検
ンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタ	ンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キッ
リング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。	リング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管
また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度	また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要
及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及び	濃度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するた
ダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区	及びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するため
域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、十分な台数を確保する。	理区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメー
	<u>線用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。</u>
8.2.2 屋外管理用の主要な設備	8.2.2 屋外管理用の主要な設備
原子炉施設には、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、原子	原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変
炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線	炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周
量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得る	量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時におけ
ため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界には、大洗研究所で共用する屋外管理	ため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及
用モニタリングポストを設けるものとし、これらの情報は、中央制御室その他当該情報を伝達す	
る必要がある場所に表示できるものとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のために	のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポス
必要な屋外管理用モニタリングポストについては、非常用電源設備、無停電電源装置又はこれら	情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。
と同等以上の機能を有する電源設備により必要な電源を確保するとともに、その伝送系は多様性	主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御
を確保した設計とする。さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。	用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表
る必要がある場所に表示できるものとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のため <u>に</u> <u>必要な</u> 屋外管理用モニタリングポストについては、非常用 <u>電源設備、</u> 無停電電源装置 <u>又はこれら</u> <u>と同等以上の機能を有する電源設備</u> により必要な電源を確保 <u>するとともに、その伝送系は</u> 多様性 を確保した設計とする。さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。	<u>のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポ</u> 情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとす。 <u>主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制</u> <u>用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の</u>

線監視設備として、エリアモニタを設け 線エリアモニタ及び空気汚染モニタから ちものとする。<u>格納容器にあっては、設計</u> 線量率を測定するための格納容器内高線 及び塵埃濃度を測定するための格納容器

アモニタ及び設計基準事故時における迅 録を集中監視するための放射線監視盤を

検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハ ト及び更衣室等)及び個人被ばくモニタ 管理区域出入口付近に設けるものとする。 な場所の線量率、空気中の放射性物質の ため、サーベイメータ等の可搬型測定器 の設備を設ける。これらについても、管 -タ等については、<u>アルファ線用、ベータ</u>

私時及び設計基準事故時において、原子 周辺監視区域の境界付近における放射線 る迅速な対応のために必要な情報を得る 及び中央付近には、大洗研究所で共用す し、設計基準事故時における迅速な対応 、ト9基の情報は、中央制御室その他当該

回室に設置する放射線監視盤に、屋外管理 示器にそれぞれ表示する。運転員は、こ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>れらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び屋外管理用モニタリングポストの指示</u>
	<u>を中央制御室で確認できる。また、屋外管理用モニタリングポストの指示は、設計基準事故時に</u>
	おける迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境監視棟にも専用の表示器を設け
	表示する。
	また、設計基準事故時における迅速な対応のため <u>の</u> 屋外管理用モニタリングポスト <u>9 基の伝</u>
	<u>送系</u> については、 <u>それぞれ有線及び無線を設けることにより</u> 多様性を確保した設計とする。
	さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設けるものとする。
	<u>屋外管理用モニタリングポストについては、</u> 非常用 <u>発電機(可搬型を含む。)及び</u> 無停電電源
	装置により必要な電源を確保 <u>し、無停電電源装置については、非常用発電機(可搬型を含む。)か</u>
	ら電力が供給されるまでの一定時間(90分)の給電ができるものとする。
	なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。
	また、非常用発電機(可搬型を含む。)は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は3日
	分を敷地内に保管する。
	非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常
	用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。
	可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を
	使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。
	非常用発電機(可搬型を含む。)から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常
	設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電
	力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。
	非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置
	とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。
	商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリ
	ングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配
	備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。
8.2.3 遮蔽	8.2.3 遮蔽
(省略)	(変更なし)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8 (9. 原子炉格納施設)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
9. 原子炉格納施設	9. 原子炉格納施設
9.1 概要	9.1 概要

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設 等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリー ト壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス 部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される 放射性物質を低減するように、 かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏 えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質 の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性 を損なうおそれがある場合及び計測装置又は制御棒駆動装置に関連する配管であって、当該配管を通 じての漏えい量が十分許容される程度に抑制されているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び 隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び設計基準事 故時に瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せ て所定の漏えい率を超えることがないように設計する。

格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、 地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラ ウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入 りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬 出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に 大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床 面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器 保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。

格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納 容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を原則として窒素雰囲気とする(原子炉停止中にお いて、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これ らの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整 設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時にお いて、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気 設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガス は、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ(アニュラス部常用排気フィルタ)を経 由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用 ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能 フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に気体状の放射性物質が放出される事故時等にお いて、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。

格納容器(床下)には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1

原子炉施設には、格納容器及び外周コンクリート壁並びに非常用換気設備からなる工学的安全施設 等から構成される原子炉格納施設を設ける。また、原子炉格納施設は、格納容器及び外周コンクリー ト壁との間の下半部を密閉したアニュラス部を有するものとする。

格納容器は、通常運転時において、所定の漏えい率を超えることがないように、また、アニュラス 部は、通常運転時において、その内部を負圧状態に維持し得るように設計する。工学的安全施設は、 設計基準事故時において、公衆に放射線障害を及ぼさないようにするため、格納容器から放出される 放射性物質を低減するように、 かつ、設計基準事故その他の格納容器から気体状の放射性物質が漏 えいすることにより公衆に放射線障害を及ぼすおそれがある場合は、原子炉格納施設内の放射性物質 の濃度を低下させるように設計する。

格納容器を貫通する配管には、事故の収束に必要な系統の配管に隔離弁を設けることにより安全性 を損なうおそれがある場合であって、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される程度に抑制され ているものを除き、隔離弁を設ける。格納容器及び隔離弁で構成される格納容器バウンダリは、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瞬間的破壊が生じないよう、十分な破壊じ ん性を有し、かつ、適切に作動する隔離機能と併せて所定の漏えい率を超えることがないように設計 する。

格納容器内には、鉄筋コンクリート造の原子炉建物を有する。原子炉建物は、運転床面を1階とし、 地下中1階、地下1階、地下中2階及び地下2階の地下階を有する。運転床面のレベルは、概ねグラ ウンドレベルである。格納容器は、所員用及び非常用のエアロックを有し、通常、格納容器への出入 りには所員用エアロックが用いられる。また、格納容器には、機器保修等の際に必要な大型機器の搬 出入に使用する機器搬入口を設ける。機器搬入口には、通常、ハッチを設置するが、原子炉停止時に 大型機器の搬出入等において、必要な場合には、当該ハッチを取り外せるものとする。なお、運転床 面は、原子炉運転時にあっても、作業員等が立入りできるものとする。また、格納容器内には、機器 保修等において使用する旋回式天井クレーン及び機器ピットを設ける。

格納容器内は、地下中1階床面を、格納容器(床上)と格納容器(床下)のバウンダリとし、格納 容器(床上)を空気雰囲気に、格納容器(床下)を原則として窒素雰囲気とする(原子炉停止中にお いて、機器保修等のために作業員が入域する場合にあっては、空気雰囲気にできるものとする)。これ らの圧力等を制御するため、格納容器には、格納容器空気雰囲気調整設備と格納容器窒素雰囲気調整 設備から構成する格納容器雰囲気調整系を設ける。また、アニュラス部にあっては、通常運転時にお いて、その内部を負圧状態に維持し得るように、アニュラス部排気設備を設ける。アニュラス部排気 設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラス部より排気されたガス は、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ(アニュラス部常用排気フィルタ)を経 由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレーション)が作動した場合には、非常用 ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、高性能 フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に粒子状の放射性物質が放出される事故時等にお いて、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。 格納容器(床下)には、原子炉容器及び1次冷却材を保有する施設等が設置されるため、地下中1

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器(床下)のコンクリート壁の必要な場	階床面は必要な遮蔽厚さを有するものとする。また、格納容器(
所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものとする。なお、原子炉容器は、上端の	所には、その放射線損傷を防止するため、遮蔽板を設けるものと
フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペデスタルに支持される。 <u>1</u> 次主冷却系の主	フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じレベルのペデスタ
循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジにおいて、地下中1階床面と概ね同じ	循環ポンプ及び主中間熱交換器についても、その取付フランジに
レベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに収納されており、原子炉容器にあっ	レベルに支持される。また、これらの上部は区画されたピットに
ては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交換器にあっては、ピット蓋が設置さ	ては、運転床面と概ね同じレベルに炉上部ピット蓋、主中間熱交
れる。	れる。
9.2 主要設備	9.2 主要設備
9.2.1 格納容器	9.2.1 格納容器
9.2.1.1 格納容器本体	9.2.1.1 格納容器本体
(省略)	(変更なし)
9.2.1.2 格納容器貫通部	9.2.1.2 格納容器貫通部
(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部	(1) 配管貫通部及び電気配線貫通部
	配管貫通部及び電気配線貫通部には、炭素鋼(ASME
	<u>Grade1 相当品)製のペネトレーションノズルを配置す</u>
配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容する必要があるものとないものの 2	配管貫通部には、貫通部において配管の変位を許容
種類がある。配管の変位を許容する必要があるものとしては、アルゴンガス系の配管や2	種類がある。配管の変位を許容する必要があるものと
次主冷却系の高温配管等があり、これらについては、当該配管の温度変化に伴う熱膨張や	次主冷却系の高温配管等があり、これらについては、
その他の理由により、貫通部における配管の変位を許容する必要がある。これらの配管貫	その他の理由により、貫通部における配管の変位を許知
通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変位を許容し、かつ、貫通部の気密性	通部は、シールベローズ構造とすることで、配管の変化
を確保するものとする。また、圧力が高い配管については、ベローズを保護するための保	を確保するものとする。また、圧力が高い配管につい、
護管を設ける。配管の変位を許容する必要がないものについては、配管を貫通部のノズル	護管を設ける。配管の変位を許容する必要がないもの
に直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。電気配線貫通部は、貫通スリーブ	に直接溶接するものとし、貫通部の気密性を確保する。
の両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通部については、運転開始後にも試験	の両端を密閉した二重シール構造とする。主要な貫通語
検査(漏えい率)を行うことができるものとする。また、配管貫通部及び電気配線貫通部	検査(漏えい率)を行うことができるものとする。まれ
の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよう設計する。	の格納容器外側の端部は、アニュラス部に存在するよ
(2) エアロック及び機器搬入口	(2) エアロック及び機器搬入口
	(変更なし)
(3) 隔離弁	(3)隔離弁
格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、	格納容器を貫通する配管には、格納容器に接近した
原子炉保護系(アイソレーション)の作動信号により、自動的に閉止されるものとする。	原子炉保護系(アイソレーション)の作動信号により、
また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その閉止操作だけでなく、必要な場合	また、中央制御室において、遠隔手動操作により、その
には、隔離を解除することができるものとする。 <u>さらに、</u> 隔離弁は、閉止後に駆動動力源	には、隔離を解除することができるものとする。 <u>隔離</u>
が喪失した場合にあっても、隔離機能を喪失しないものとする。	給し、単一故障によっても隔離機能を喪失することが
	閉止後に駆動動力源が喪失した場合にあっても、隔離
原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開口している配管については、格納容	原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において開
器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側又は外	器の内側に1個及び外側に1個の隔離弁を設ける。原
側において <u>開</u> 口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離	側において <u>閉</u> 口している配管については、それぞれ格約

(床下)のコンクリート壁の必要な場 する。なお、原子炉容器は、上端の ルに支持される。<u>1</u>次主冷却系の主 おいて、地下中1階床面と概ね同じ 収納されており、原子炉容器にあっ 換器にあっては、ピット蓋が設置さ

SA-516 Grade60 相当品又は SA-333 る。

ジオる必要があるものとないものの2 しては、アルゴンガス系の配管や2 当該配管の温度変化に伴う熱膨張や 容する必要がある。これらの配管貫 位を許容し、かつ、貫通部の気密性 ては、ベローズを保護するための保 については、配管を貫通部のノズル 電気配線貫通部は、貫通スリーブ 部については、運転開始後にも試験 た、配管貫通部及び電気配線貫通部 う設計する。

」位置に隔離弁を設ける。隔離弁は、 自動的に閉止されるものとする。 の閉止操作だけでなく、必要な場合 弁は、非常用電源設備から電力を供 ないものとする。また、隔離弁は、 機能を喪失しないものとする。

目口している配管については、格納容 〔子炉運転中に格納容器の内側又は外 側において閉口している配管については、それぞれ格納容器の内側又は外側に1個の隔離

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及び外側において、閉回路を形成している配	弁を設ける。原子炉運転中に格納容器の内側及びタ
管については、隔離弁を設けない <u>ことができる</u> 。	<u>次主冷却系及び2次補助冷却系の</u> 配管については、
	<u>て、当該配管を通じての漏えい量が十分許容される</u>
	隔離弁を設けない。 <u>逆止弁を用いる場合は、原子</u> 炸
	炉格納容器内外いずれかの位置で破損が生じ、その
	条件においても、必要な隔離機能が重力等によって
なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度については、格納容器の設計圧力及び設計温度、	なお、隔離弁の設計圧力及び設計温度について
又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計温度のうち、保守的なものを使用する。	又は隔離弁の設置される配管の設計圧力及び設計法
$(4) \sim (5)$	$(4) \sim (5)$
(省略)	(変更なし)
9.2.2 外周コンクリート壁(アニュラス部を含む。)	9.2.2 外周コンクリート壁(アニュラス部を含む。)
(省略)	(変更なし)
9.2.3 アニュラス部排気設備(非常用換気設備を含む。)	9.2.3 アニュラス部排気設備(非常用換気設備を含む。)
アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニュラス部を負圧状態に維持するための	アニュラス部排気設備は、通常運転時において、アニ
ものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等から構成する(第 9.2 図参照)。また、	ものであり、フィルタ、排風機及びこれらを結ぶ配管等
アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用ガス処理装置と連結される。アニュラ	アニュラス部排気設備は、非常用換気設備である非常用
ス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニュラス部排気設備のフィルタ(アニュ	ス部より排気されたガスは、通常運転時において、アニ
ラス部常用排気フィルタ)を経由し、主排気筒から放出されるが、原子炉保護系(アイソレー	ラス部常用排気フィルタ)を経由し、主排気筒から放け
ション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を経由して、主排気筒から放出される。ア	ション)が作動した場合には、非常用ガス処理装置を約
ニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるものとし、アニュラス部排気設備の排風機	ニュラス部は、通常、約-0.1kPa[gage]に維持されるもの
は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、	は、非常用ディーゼル電源系に接続するものとする。非
高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器内に <u>気体</u> 状の放射性物質が放出される	高性能フィルタ、チャコールフィルタを有し、格納容器
事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減する機能を有する。主な仕様を以下に	事故時等において、環境に放出される放射性物質を低減
示す。	示す。
$(i) \sim (ii)$	(i) ~ (ii)
(省略)	(変更なし)
9.2.4 安全容器	9.2.4 安全容器
原子炉容器の周囲には、遮へいグラファイトが設置される。安全容器は、原子炉容器及び遮	原子炉容器の周囲には、遮へいグラファイトが設置る
へいグラファイトを収納するたて置円筒型の鋼製容器である。底鏡面板は平板で、基礎コンク	へいグラファイトを収納するたて置円筒型の鋼製容器
リート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部には、ベローズを用いた膨張継手を有し、	リート上に敷かれた鋼板上に据え付けられる。胴上部に
上端は、生体遮へい体(原子炉建物の一部)の内張り鋼板に接続される。安全容器と生体遮へ	上端は、生体遮へい体(原子炉建物の一部)の内張り銀
い体のギャップには、窒素ガスが通気される。 <u>なお、安全容器については、万一、原子炉容器</u>	い体のギャップには、窒素ガスが通気される。主な仕様
(ジャケットを含む。)が破損した場合、冷却材を保持し、原子炉容器内の冷却材液面を所定の	
<u>高さを下回らないようにすることで、燃料の溶融を防止する機能を有する。</u> 主な仕様を以下に	
示す。	

外側において、閉回路を形成している<u>2</u> 、<u>事故の収束に必要な系統の配管であっ</u> 5程度に抑制されているものであるため、 炉格納容器の壁を貫通する配管に、原子 の逆止弁に対する逆圧がすべて喪失した て維持されるものとする。

は、格納容器の設計圧力及び設計温度、 温度のうち、保守的なものを使用する。

ニュラス部を負圧状態に維持するための 等から構成する(第9.2図参照)。また、 用ガス処理装置と連結される。アニュラ ニュラス部排気設備のフィルタ(アニュ 出されるが、原子炉保護系(アイソレー 経由して、主排気筒から放出される。ア のとし、アニュラス部排気設備の排風機 非常用ガス処理装置は、プレフィルタ、 器内に<u>粒子</u>状の放射性物質が放出される 減する機能を有する。主な仕様を以下に

される。安全容器は、原子炉容器及び遮 である。底鏡面板は平板で、基礎コンク こは、ベローズを用いた膨張継手を有し、 鋼板に接続される。安全容器と生体遮へ 様を以下に示す。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
型式たて置円筒型	型式たて置円筒型
材料、炭素鋼	材料 炭素鋼
寸法 内径 約6.4m	寸法 内径 約6.4m
全高 約 9m	全高 約 9m
	多量の放射性物質等を放出する事故等時
	<u>安全容器は、多量の放射性物質等を放出するおそれが</u>
	<u>設計基準の範囲を超えて冷却材が漏えいし、原子炉容器</u>
	<u>能喪失事象が発生した場合にあっても、漏えいした冷</u> 去
	<u>冷却に必要な原子炉容器液位(原子炉容器通常ナトリウ</u>
	<u>る。</u>
	また、安全容器は、多量の放射性物質等を放出する事
	<u>失による崩壊熱除去機能喪失又は交流動力電源が存在し</u>
	<u>態での崩壊熱除去機能喪失事象により炉心が著しく損傷</u>
	ム)や放射性物質等(溶融炉心物質を含む。)が流出し
	ため、流出した冷却材や損傷炉心物質を保持できるよう
	設計圧力 内圧 ベローズを含めて上部 0.5k
	<u>ベローズより下部 1.0k</u>
	設計温度 耐圧部 450℃
$9.2.5 \sim 9.2.6$	9. 2. 5~9. 2. 6
(省略)	(変更なし)
927 コンクリート遮へい体冷却系	927 コンクリート遮へい体冷却系
安全容器の外側に位置する生体遮へい体(コンクリート遮へい体)は「主に」ガンマ線によ	安全容器の外側に位置する生体遮へい体(コンクリー
り発熱する。安全容器と生体遮へい体(コンクリート遮へい体)のギャップに、窒素ガスを通	り発熱する。安全容器と生体遮へい体(コンクリート渡
気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリート遮へい体冷却系を設ける(第9.4 図	気し、当該部を許容温度以下に保持するため、コンクリー
参照)。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却器等から構成する。安全容器と生体遮	参照)。コンクリート遮へい体冷却系は、ブロワ及び冷却
へい体(コンクリート遮へい体)のギャップに通気された窒素ガスは、ブロワを経由し、格納	へい体(コンクリート遮へい体)のギャップに通気され
容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安全容器と生体遮へい体(コンクリート	容器外に設置した冷却器に導入・熱放散され、再び、安
遮へい体)のギャップに通気される。なお、冷却器は水冷式とする。	遮へい体)のギャップに通気される。なお、冷却器は水
	多量の放射性物質等を放出する事故等時
	コンクリート遮へい体冷却系は、多量の放射性物質等
	原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失
	「「「「「「「」」」「「」」「「」」「「」」」「「」」」「「」」」「「」」
	るよう整備する。また、多量の放射性物質等を放出する

本のうち、原子炉容器液位確保機能要

、かつ原子炉容器液位が確保された状

、原子炉容器外に冷却材(ナトリウ

た場合に、格納容器の破損を防止する

ら以下の条件で設計する。

<u>kg/cm²[gage](約 49kPa[gage])</u> kg/cm²[gage](約 98kPa[gage])

ート遮へい体)は、主に、ガンマ線によ 遮へい体)のギャップに、窒素ガスを通 ート遮へい体冷却系を設ける(第9.4図 却器等から構成する。安全容器と生体遮 れた窒素ガスは、ブロワを経由し、格納 安全容器と生体遮へい体(コンクリート K冷式とする。

等を放出するおそれがある事故のうち、 天又は交流動力電源が存在し、かつ原子 事象が発生した場合に、炉心の著しい損 にし、原子炉停止後の炉心を冷却でき る事故のうち、原子炉容器液位確保機 存在し、かつ原子炉容器液位が確保され

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	た状態での崩壊熱除去機能喪失事象により、炉心が著しく損傷し、原子炉容器外に冷却材や損
	傷炉心物質が流出した場合に、格納容器の破損を防止するため、流出した冷却材や損傷炉心物
	<u>質を安全容器外面から冷却できるよう以下の条件で設計する。</u>
	(i) 窒素ガスブロワ
	型式 ターボブロワ
	容量 約 30.000m ³ /h/台
	$(ii) \sim \sqrt{7} \sqrt{7} \sqrt{7} \sqrt{7} \sqrt{7} \sqrt{7} \sqrt{7} \sqrt{7}$
	型式 ターボブロワ
	基数 2 台(内予備 1 台)
	容量 約 5.500m ³ /h/台
	(iii) 窒素ガス冷却器
	型式 シェルアンドチューブ型
	基数 2 基
	~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~~
	容量約1MW/2基
9.2.8 格納容器付帯設備	9.2.8 格納容器付帯設備
(省略)	(変更なし)
第9.1 図~第9.4 図 (省略)	第9.1 図~第9.4 図 (変更なし)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類8(10. その他試験研究用等原子炉の附属施設)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
10. その他試験研究用等原子炉の附属施設	10. その他試験研究用等原子炉の附属施設
	10.1 概要
原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主要設備として、以下の設備等を設ける。	原子炉施設には、その他試験研究用等原子炉の附属施設の主
(1)非常用電源設備	(1)非常用電源設備
(2)常用電源	(2)常用電源
(3) 補機冷却設備	(3) 補機冷却設備
(4) 空調換気設備	(4) 空調換気設備
<ul><li>(5) ガス供給設備</li></ul>	(5)ガス供給設備
(6)脱塩水供給設備	(6)脱塩水供給設備
(7) 圧縮空気供給設備	(7) 圧縮空気供給設備
(8)消火設備	(8) <u>火災防護対策</u> 設備
	(9)通信連絡設備
(9)多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材	(10) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止の
( <u>10</u> )実験設備	( <u>11</u> )実験設備

10.2 非常用電源設備

原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給し、また、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、 原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、 崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電 池、並びに電力供給設備(非常用母線切替回路及びケーブル等)を設ける。非常用電源設備及びその 附属設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障 が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設 及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとす る。蓄電池については、全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失)時に 原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。

- (1) ディーゼル発電機
  - (省略)
- (2) 蓄電池

原子炉施設には、2系統の交流無停電電源系及び2系統の直流無停電電源系を設ける。交流 無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、インバータ及び母線から構成し、常時は独立に 使用されるものとする。交流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用 ディーゼル電源系の400V 母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電 源喪失時(外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含 む。)には、蓄電池より、インバータを介して、電源が供給される。交流無停電電源系の蓄電 池については、容量を800Ahとし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に 10.2 非常用電源設備

原子炉施設には、外部電源が喪失した場合において、重要安全施設がその機能を維持するために必要となる電力を当該重要安全施設に供給し、また、計測制御系統、安全保護回路、原子炉停止系統、 原子炉冷却系統等の機能とあいまって、燃料の許容設計限界を超えないよう、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱を除去できるとともに、停止後、一定時間、炉心の強制冷却を必要とする場合にあっては、 崩壊熱を除去する設備に電源を供給するための非常用電源設備として、ディーゼル発電機及び蓄電池、並びに電力供給設備(非常用母線切替回路及びケーブル等)を設ける。非常用電源設備及びその 附属設備は、多重性又は多様性並びに独立性を確保し、その系統を構成する機械又は器具の単一故障が発生した場合であっても、運転時の異常な過渡変化時又は設計基準事故時において工学的安全施設及び設計基準事故に対処するための設備がその機能を確保するために十分な容量を有するものとする。蓄電池については、全交流動力電源喪失(外部電源喪失及び非常用ディーゼル電源系喪失)時に 原子炉を安全に停止し、又はパラメータを監視する設備の動作に必要な容量を有するものとする。

ディーゼル発電機
 (変更なし)

(2) 蓄電池

原子炉施設には、2系統の交流無停電電源系及び2系統の直流無停電電源系を設ける。交流 無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、インバータ及び母線から構成し、常時は独立に 使用されるものとする。交流無停電電源系は、通常時にあっては、常用電源を経由し、非常用 ディーゼル電源系の400V母線等を介して、外部電源より給電されるものとするが、全交流電 源喪失時(外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格電圧が確立するまでの時間を含 む。)には、蓄電池より、インバータを介して、電源が供給される。交流無停電電源系の蓄電 池については、容量を800Ahとし、非常用負荷のうち、交流無停電電源系に接続される負荷に

要設備として、以下の設備等を設ける。

ための資機材

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
対して 100%の容量を有し、かつ、2 時間の放電ができるものを 2 系統の交流無停電電源系に	対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができ
各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の交流無停電電源系	各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常
のうち1系統が停止した場合にあっても、他の1系統により原子炉の安全を維持できるよう	のうち1系統が停止した場合にあっても、他の1系統
に負荷を構成する。直流無停電電源系の各系統は、整流装置、蓄電池、負荷電圧補償装置及び	に負荷を構成する。直流無停電電源系の各系統は、整流
母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。直流無停電電源系は、通常時にあって	母線から構成し、常時は独立に使用されるものとする。
は、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の 400V 母線等を介して、外部電源より給電	は、常用電源を経由し、非常用ディーゼル電源系の 400
されるものとするが、全交流電源喪失時(外部電源喪失後、ディーゼル発電機が起動し、定格	されるものとするが、全交流電源喪失時(外部電源喪失
電圧が確立するまでの時間を含む。)には、蓄電池より電源が供給される。直流無停電電源系	電圧が確立するまでの時間を含む。)には、蓄電池より
の蓄電池については、容量を 1,800Ah とし、非常用負荷のうち、直流無停電電源系に接続され	の蓄電池については、容量を1,800Ahとし、非常用負荷
る負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放電ができるものを2系統の直流無停電	る負荷に対して100%の容量を有し、かつ、2時間の放
電源系に各1組(合計:2組)設置するものとする。なお、非常用負荷は、2系統の直流無停	電源系に各1組(合計:2組)設置するものとする。な
電電源系のうち1系統が停止した場合にあっても、他の1系統により原子炉の安全を維持で	電電源系のうち1系統が停止した場合にあっても、他の
きるように負荷を構成する。交流無停電電源系及び直流無停電電源系の主な負荷を以下に示	きるように負荷を構成する。交流無停電電源系及び直流
र्च .	す。
交流無停電電源系	交流無停電電源系
原子炉保護系(関連する核計装、プロセス計装及び放射線管理設備を含む。)	原子炉保護系(関連する核計装、プロセス計装)
格納容器(隔離弁(制御用電源))	格納容器(隔離弁(制御用電源))
中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)	中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)
直流無停電電源系	直流無停電電源系
1次主冷却系(1次主循環ポンプポニーモータ)	1次主冷却系(1次主循環ポンプポニーモータ)
1 次補助冷却系(サイフォンブレーク弁)	1 次補助冷却系(サイフォンブレーク <u>止</u> 弁)
格納容器(隔離弁(駆動用電源))	格納容器(隔離弁(駆動用電源))
中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)	中央制御室制御盤等(一部現場盤を含む。)
非常灯	非常灯
10.3~10.5	10.3~10.5
(省略)	(変更なし)
10.6 ガス供給設備	10.6 ガス供給設備
(省略)	(変更なし)
10.6.1 アルゴンガス供給設備	10.6.1 アルゴンガス供給設備
(省略)	(変更なし)
アルゴンガスは、タンクローリ等により、液体アルゴン貯蔵タンクに供給される。	アルゴンガスは、タンクローリ <u>ー</u> 等により、液体アルゴン貯
(省略)	(変更なし)
10.6.2 窒素ガス供給設備	10.6.2 窒素ガス供給設備
(省略)	(変更なし)
アルゴンガスは、タンクローリ等により、液体窒素貯蔵タンクに供給される。	アルゴンガスは、タンクローリ <u>ー</u> 等により、液体窒素貯蔵タン
(省略)	(変更なし)

るものを2系統の交流無停電電源系に 常用負荷は、2系統の交流無停電電源系 たにより原子炉の安全を維持できるよう 旅装置、蓄電池、負荷電圧補償装置及び 直流無停電電源系は、通常時にあって OV 母線等を介して、外部電源より給電 そ後、ディーゼル発電機が起動し、定格 電源が供給される。直流無停電電源系 **苛のうち、直流無停電電源系に接続され** x電ができるものを2系統の直流無停電 なお、非常用負荷は、2系統の直流無停 の1系統により原子炉の安全を維持で 流無停電電源系の主な負荷を以下に示

及び放射線管理設備を含む。)

蔵タンクに供給される。

ンクに供給される。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
10.7~10.8 (省略)	10.7~10.8 (変更なし)
10.9 <u>消火</u> 設備 火災 <u>(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼を含む。)</u> により、原子炉施設の安全 性が損なわれないようにするため、以下の <u>消火</u> 設備を設ける。なお、消火設備は、破損、誤作動又は 誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させるための機能を損なわないように設計する。	<ul> <li>10.9 <u>火災防護対策</u>設備</li> <li>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の火災防護対策設備を設ける。</li> <li>10.9.1 消火設備</li> <li>設計基準において想定される火災により、原子炉施設の安全性が損なわれないようにするため、以下の消火設備を設ける。</li> <li>なお、消火設備は、破損、誤作動又は誤操作が起きた場合においても原子炉を安全に停止させ</li> </ul>
<ul> <li>(1)可搬式消火器<u>(ナトリウムが漏えいした場合に生じるナトリウムの燃焼に対しては、特殊化学消火剤を用いた可搬式消火器を使用)</u></li> <li>(2)固定式消火設備</li> <li>(3)消火用ホース類(ナトリウムを取り扱う区域(管理区域を包絡)を除いた区域(屋外等)で使用)</li> <li>また、火災を早期に感知するための火災感知設備を設ける。火災感知設備は、火災感知器が作動した場合に中央制御室に警報を発し、かつ、火災の発生場所が特定できるものとする。</li> </ul>	<ul> <li>(1) 可搬式消火器 (ナトリウム燃焼に対しては、特殊化学消火剤を用いた可搬式消火器を、 -般火災に対しては、ABC消火器又は二酸化炭素消火器を使用)         <ul> <li>(2) 固定式消火設備 (ハロン消火設備)                 <ul></ul></li></ul></li></ul>
	<ul> <li>10.10 通信連絡設備</li> <li>敷地内に事象発生の指示や避難指示等必要な指示を行うための通信連絡設備は、構内一斉放送設備</li> <li>備、非常用放送設備及び送受話器(ページング)から構成する。構内一斉放送設備は、敷地内にいる</li> <li>人に対し指示できるものとし、非常用放送設備は、原子炉施設内の人に対し、中央制御室から指示</li> <li>できるものとする。また、送受話器(ページング)は、中央制御室と関連する現場との間で通信連</li> <li>絡できるものとする。構内一斉放送設備は、大洗研究所で共用するものであり、外部電源喪失時に</li> <li>あっても使用できるよう、専用の非常用発電機(第 10.10.1 表参照)を有する。非常用放送設備及</li> </ul>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	び送受話器(ページング)は、外部電源喪失時にあっても使用で
	に接続する。
	大洗研究所内に設置される現地対策本部から関係官庁等の異
	ための通信連絡設備については、一般電話回線の固定電話、災
	<u>シミリ並びに衛星回線の携帯電話等により、専用であって多様</u>
	<u>量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合においては、</u>
	<u>電話等により通信連絡設備の多様性を確保したものとする。</u>
	(1) 一般電話回線
	一般電話回線は、通信事業者が提供する公衆交換電話網
	大洗研究所外の任意の場所と相互に通信連絡を行うことが
	<u>話回線を使用する固定電話機を配備する。</u>
	(2) 災害時優先回線
	災害時優先回線は、発信規制や接続規制等の通信制限を
	<u>する公衆交換電話網により、公衆交換電話網に加入する大</u>
	信連絡を行うことができる。緊急時対策所には、災害時優
	<u>アクシミリを配備する。</u>
	(3) 衛星回線
	衛星回線は、通信衛星を用いた電話回線であり、通信事
	<u>用できない場合にあっても、大洗研究所外の任意の場所と</u> 相
	緊急時対策所には、衛星回線を使用する衛星携帯電話機を配
	大洗研究所内部における必要箇所との間の通信連絡設備
	<u>アクシミリ、災害時優先回線の携帯電話等により多様性を</u>
	<u>a.</u>
	なお、固定電話はメタル回線に接続し、携帯電話は、バ
	<u>とで、外部電源喪失時にあっても使用できるものとする。</u>
	「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法
	<u>を定める。原子炉施設保安規定には、通信連絡設備につい</u>
	適切な管理を行う。
	<ul> <li>通信連絡設備の必要数及び保管設置に関すること。</li> </ul>
	<ul> <li>通信連絡設備の準備及び整備に関すること。</li> </ul>
	第10.10.1表 構内一斉放送設備専用の非常用
	非常用発電機
	型式
	<u>電 圧</u> <u>100 V</u>
	<u>出力</u> <u>8 kVA以上</u>
	<u>基数</u>
	<u>燃料</u> 軽油

できるよう、非常用ディーゼル電源系
毘党時通報連絡先機関築へ連絡を行う
※11日本 単和 11 (次) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1) (1
火音时優儿回称の防市电印及 $()$
<u>家住で確保したものとりる。なわ、多</u> ※宇時優生同線及び海見同線の推進
、
網であり 公衆交換電話網に加入する
ができる。緊急時対策所には一般電
を受けることなく、通信事業者が提供
大洗研究所外の任意の場所と相互に通
優先回線を使用する携帯電話機及びフ
事業者が提供する公衆交換電話網が使
と相互に通信連絡を行うことができる。
を配備する <u>。</u>
備は、一般電話回線の固定電話及びフ
を備え、相互に連絡ができるものとす
バッテリー内蔵型 (充電式) とするこ
<u>.</u>
法律」に基づき、原子炉施設保安規定
いて、以下の内容を含む手順を定め、
<u>.</u>
常用発電機の仕様
機

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
10. 10 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材	10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のため
原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故が発生した場合において、当該事	原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある
故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。	故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。
「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する	「燃料体の損傷が想定される事故」においては、炉心の著し
事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能	事故について、炉心の著しい損傷を防止するための措置を講じ
性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するた	性が生じる場合に、その拡大を防止し、あるいは施設からの多知
めの措置を講じることを基本方針とする。	めの措置を講じることを基本方針とする。
「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」においては、使	「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損
用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済燃料の損傷を防止するための措置を講	用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故について、使用済
じることを基本方針とする。	じることを基本方針とする。
また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他	また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又
のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ることを仮想的に想定し、事業所	のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損
外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。	ことを仮想的に想定し、事業所外への放射性物質の放出抑制措
原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材をあらかじめ整備し、これらの措置に使用	原子炉施設には、プラント状態に応じて、以下の資機材及び
できるものとする。	かじめ整備し、これらの措置に使用できるものとする。
	(1) 資機材の設計方針
	資機材は、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の
	の機能を十分に発揮できるよう、次のような条件を備えた
	(i)多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故
	おいて、多量の放射性物質等を放出するおそれの
	機能を有効に発揮するものであること。
	(ii)多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故:
	できるものであること。
	(iii)健全性を確認するため、原子炉の運転中又は停
	あること。
	(iv) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故
	<u>途以外の用途として使用する資機材にあっては</u>
	に切り替えられる機能を備えるものであること
	(v)原子炉施設内の他の設備に対して悪影響を及ほ
	(vi) 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故
	作を行うことができるよう、放射線量が高くなる
	<u>と。</u>
	(vii)多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故
	あること。
	(viii) 二以上の試験研究用等原子炉施設と共用しないも
	(ix) 共通要因によって設計基準事故に対処するため
	損なわれるおそれがないよう設計する。
	<u>a.</u> 設計基準事故に対処するための設備に対して、
	する。

りの資機材

事故が発生した場合において、当該事

い損傷に至る可能性があると想定する こるとともに、炉心の著しい損傷の可能 、量の放射性物質等の放出を防止するた

損傷が想定される事故」においては、使 「燃料の損傷を防止するための措置を講

には故意による大型航空機の衝突その他 <u>載並びに大規模ナトリウム火災</u>に至る 皆置を講じることを基本方針とする。 <u> 資機材の機能に必要な関連設備</u>をあら

の防止のための措置が必要な場合にそ に信頼性を確保した設計とする。 な等が発生した場合における環境条件に のある事故等に対処するために必要な な等が発生した場合において確実に操作 ない中に試験又は検査ができるもので 故等が発生した場合において本来の用 は、通常時に使用する系統から速やか と。 ぼさないものであること。 な等が発生した場合において資機材の操 いおそれが少ない操作場所を選定するこ な等の収束に必要な容量を有するもので

<u>ものであること。</u> <u>
の設備の安全機能と同時にその機能が</u> <u>
て、可能な限り多様性及び独立性を考慮</u>

<ul> <li>         1. 数据要報用規設定計画に、空心相関設定計画に、空心相関設定計画の         2. 単型通道数による加速力に対して運動を完成したことうな決決変更加 のごれて知道に数な運動性に消費をつなたころ         2. 火気により速速を発気しないこうな決決変更加 定して、大気なごなしていた、大気な ごだった認らな運動性のご覧になることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることができることがでできることがでできることができることができることができることができることができることがでできることがでできることがででできることがでできることがでできることがでできることがででできることがでできることがででできることがででででできることがででできることがでででででででででででできることがでできることがでででででできることがでででででででででででででででででででででででででででででででででででで</li></ul>	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<ul> <li>・ 歴史地設定による防心が正さした防心が正しく関係を発生し、の行近義に広気電機に広気電機に広気電機に広気電機に広気電機に広気電機に広気電機に広気電機</li></ul>		b. 格納容器破損防止措置は、炉心損傷防止措置の
<ul> <li>         ・ウビーを設定に至らて現在は空かくとしておいたもの実施したシングとしてまる         ・ クロン・と認定に至らて現在は空かくとしておいたもの実施してないたらん実施したして、         ・ クロン・シーン・シーン・シーン・シーン         ・ クロン・シーン・シーン・シーン         ・ クロン・シーン・シーン         ・ クロン・シーン         ・ クロン・クロン・シーン         ・ クロン・シーン         ・ クロン・クロン・シーン         ・ クロン・シーン         ・         ・ クロン・シーン         ・         ・         ・</li></ul>		<u>c.</u> 基準地震動による地震力に対して機能を喪失し
<ul> <li>         ・ 火火に上の特許を要たしないような設防運動 からし、特先となりたかしてうな設防を認定した。大阪の が用したの理想に転 ・ 火火に上の特許を要たしていような認識などの が出したの理想に転 ・ 二、「日本のの支援なため、また」に認定な認知などしました。 ・ 二、「日本のの支援なため、また」に認定な認知などのした。 ・ 二、「日本のの支援なため、また」になり、 が出したの理想に転 ・ 二、「日本のの支援なため、また」、日本に知ったのである。 ・ 二、「日本のの支援なため、また」、日本に知ったのである。 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに、日本に知らることし、 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに」 ・ 二、「日本の支援なため、ここに」 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに」 ・ 二、「日本ののの方法にすること」 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに」 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに」 ・ 二、「日本ののう支援なため、ここに」 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」」 ・ 二、「日本ののの方法に対応するここのの支援のなり、日本のののうなためののうま ・ こ、こ、 ・ 二、「日本のの支援なため、ここに」 ・ 二、「日本ののの方法に対応することを認ったること」 ・ こ、こ、 ・ 二、「日本ののの方法に対応するこのの支援のなり、このの ・ 二、「日本ののの方法に対応するこのの支援のなり、こののう ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」」 ・「日本ののの方法に対応すること」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」 ・ 二、「日本ののの方法に対応すること」」 ・ 二、「日本ののの方法に対応することのででした。このかいに対応するこののかたり ・ 二、「日本ののの方法に対応することのででに、「日本ののの方法に対応するこのででしたるのかかた。このの ・ 二、「日本ののの方法に対応することのででに、」のの方式のの方式 ・ 二、「日本ののの方法に対応するこのででした。」のののうたりに、「日本ののの方法に対応するこのででにていてしたっつうた。」」 「日本ののの方法に対応するこのでででした。」」 「日本のの方に、「日本ののの方にはたっついででした。」」 「日本ののの方法に対応するこのででしたるののうた。」」 二、「日本ののの方法に対応するこのでにしていてしたっつうでに、」」 二、「日本ののの方法の方に、このでのうこの方に、このでのうこの方に、」」 二、「日本ののの方にはていてしたっつうでに、」」 二、「日本のの方に、このでのうに、このでのうに、」」 二、「日本ののの方に、このでのうに、」」 二、「日本のののうに、</li></ul>		の停止機能に係る資機材は耐震Sクラスとする
<ul> <li>注金行会に完全、実験社会教室になど変な、実施とな教室になどなど、 ごとなって、実施して、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、またして、大阪な ごとなって、ため、してにおいてななます。ことと変でなるよう、ことな こ、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、二、</li></ul>		<u>d.</u> 火災により機能を喪失しないよう火災防護対策
<ul> <li>学生る大変変成のびた炭変変面に対して、大変の び消水を行うことができるこうに必要な火炭度 電源が変要な資産時付に、まる用電源設備な状態 当用電源温電効整性は、4日間以上の通確電磁 (1)可能やの資格が起こされる事故」に係る資物対 のの素しい増加を設かしたるための特徴、及びた心の考しい損傷の可能性が生じる場合に、</li> <li>生産素型によってな対応準率なしてたが、ためでないた。 施設確なな研究とないすたが、のな構成のないた。 施設確なたれるおそれのなないた。 のながないた。 施設確なたれるおそれのないな、 適応で変なたたのがないた。 施設ななれるおそれのないな、 通知を準定すること、</li> <li>生産素型によってな対応準率なしてたが、ためのな構 のの若しい考慮の数件も効果でなないたが、 ためな性物質等を認知するかそれのあるす し、運営が進度できるよう、液気が虚空できる。 能が確なたれるおそれのあるす し、運営が増なないためが認識、及びた心の 用いる資物材を以下に示す。</li> <li>生産素が成在してたず、 をのな性物質等を認知 たの若しい実にななのなに、 などのための構成、及びた心の 用いる資物材を以下に示す。 を確認するためのが構成、及びた心の たいまで、 ためな性物質等を認知 たるたいでは、13.0.1 単調性など物は特徴を たるのがた、 など確認するものとする。</li> <li>血利期体及び後値が合いて、13.0.1 単調性など物は特徴を たるのがた、 などは使うたも効果体なでは使うたものが構成 たるのです。 し、 単調性などの確認分を一般的情報類が を電炉を上剤物体及び後値が合いて、13.0.1 単調性などの確認分を一個動体報動 を電炉を上剤物体なで、 などのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどかでた。 たるのなどのなどのなどのなどのなどのなど、 たるのといて、13.0.1 単調性などの確認分という たいでなど、13.0.1 単調性などのなどのから たるのがた、 などなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのです。 たるのでなたなの場合で、 たて、13.0.1 単調性などのなどのなどのです。 たるのでで、 たるのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどのなどので、 たてのたまのです。 たて、13.0.1 単調性などのなどのの たるのがため、 たるのがたまのです。 たるのなどの確認うたのの そのたたなための たるかなどので、 たての たななのでのです。 たなななどのがで、 たての たななのでのです。 たるのなどのでかたて、 たるのでなどのでなどのです。 たてなどので、 たいたまのです。 たるのでで、 たななどのです。 たたなのでのかたたなのです。 たななどので、 たななどのです。 たななどので、 たななどので、 たななので、 たななどのでです。 たななどので、 たななどのです。 していたまのです。 たななどのなどのです。 たななどのでです。 たななどのでで、 たなのでででです。 たななどのででないです。 たななどのでで、 たななどのでです。 たななどのでででです。 たななどのででででです。 たななどのでです。 たななどのでででです。 たななどのででです。 たななどのでででです。 たななどのででででです。 たななどのででです。 たななどのでででです。 たななどのででです。 たななどででです。 たななどのでででです。 たななどのでででです。 たななどのででででです。 たななどのででででです。 たななどのでででででででです。 たななどのででででででででないでです。 たななどのででででででででででででででででです。 たななどのででででででででででででででででででででででででででででです。 たななどでででででででででででででででででです。 たななどででででででででででででででででででででででででででででででででででで</li></ul>		<u>計を行うに当たり、資機材を設置する区域を火</u>
<ul> <li>ご読べ生行してとなてきるようにと変な火気超した。非常用電温気化反注意</li> <li>電流が差なな行為にしたるうにと変な火気超した。非常用電温気化反注意</li> <li>電流が差なな行為にしたるうにと変な火気超した。</li> <li>電流が差なな行為にしたることができるように必要な火気超した。</li> <li>電流が差なな行為にした。</li> <li>電流が差などを起いてきたがにあるまた。</li> <li>ごの変化が合わるわられたからかきにい場合の事能に対応するための清空に</li> <li>(1)「燃料体の装備が想定される字検」に係る行機材</li> <li>ごの変化が合わるわられるわられたがないよう常液液(他生きるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うことができるよう、適切な提供を行うための時間、及びが行わかるた。</li> <li>(1)「燃料体の装備が想定される字検」に係る行機材</li> <li>ごの変化が合わるわられるわられるわられるわられたがないよう常液液(使生)</li> <li>通路が通知できための清空に、なびかからの多しの数件強制</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これる中気に に係る行機材</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これるかられないよう常液液(水気)のからの多しの数件強制</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これるからの多しの数件強制</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これるのみ描したのかった。</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これるからの多した(して供)」のまたいになるたからの多しの数件</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これるからの多しの数件強制</li> <li>(2)「燃料体の装備が起これるからの多しの数件強制</li> <li>(3)「酸性な(水気)卵を取り、</li> <li>(4)「酸性な(水気)卵を取り、</li> <li>(5)「燃料体の装備が起これるからの多しの数件</li> <li>(4)「酸性な(水気)卵を取り、</li> <li>(5)「酸性な(水気)卵を放けてれてい)」</li> <li>(5)「酸性な(水気)卵を取り、</li> <li>(5)「酸性な(水気)卵を放けてれてい)」</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を取り、</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵(体)の(な(水気))</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気))</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気))</li> <li>(5)」「酸性な(水気)卵を使)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気))</li> <li>(5)」「酸性な(水気)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気)の(水気)の</li></ul>		定する火災区域及び火災区画に対して、火災の
<ul> <li>・ 電源必要交互電機対法,正常用電源設備支払</li> <li>・ 電源必要交互電機対法,正常用電源設備支払</li> <li>・ 電源改進の燃料は、10部以上の深設環境</li> <li>・ 電改設備と登場から確実に接続することがで、</li> <li>・ 意改設備とならった必要で含した。</li> <li>・ 素改設備とならったとができるよう、処か</li> <li>生活変変化の変換がたかっては、以下に見行うな設計</li> <li>・ 常改設備とならったとができるよう、処か</li> <li>生活変変化の変換がたかっては、以下に見行うな設計</li> <li>・ 常改設備とならったとができるよう、処か</li> <li>生活変変化の支払の構成が現実されるキャントングを定義</li> <li>その放大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための滑雪に</li> <li>使命の客しい損傷を防止するための増置、及びPicの変化して着くないたう</li> <li>との拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための滑雪に</li> <li>使命の客しい損傷を防止するための増置、及びPicの変化して着いて、</li> <li>・ 通道が確保全がよるまずな、に係る実験材</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事な」に係る実験材</li> <li>使の客しい損傷を防止するための滑雪に</li> <li>使命がないてあたるなどの変化して着いたものの場合に</li> <li>の数が確然できるよう、処か</li> <li>生活るための場合に</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事な」に係る実験材</li> <li>使の客しい損傷を防止するための滑雪に</li> <li>変合変がなる酸がといで防</li> <li>酸のたちか、含むかになからの多量の放射性物質等の放出を防止するための滑雪に</li> <li>の酸化を以下に示す。安全回該な変簡成としての</li> <li>一般の客しい損傷を防止するための滑雪に</li> <li>変合変がなる酸がとして使いするための滑雪に</li> <li>変合効に変相からの多量の放射性物質等の放出を防止するための滑雪に</li> <li>の酸化を放けてあるための考慮の放射性物質等の放出を防止するための滑雪に</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故になるが、</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故になるが、</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故になどのの場合にも変化としての</li> <li>その拡大を防止するための滑雪に</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれするたるための滑雪に</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故になどのからの多量の放射性物質等の放出を防止するための滑雪に</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故になどのからの</li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故になどののの </li> <li>(2)「燃料本の損傷が過ぎまれる事故」</li> <li>(2)「燃料を取りたいでないための動量に</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれる事故を</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれる事故と、</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまれる</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまな</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれる事故を</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれる事故を</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまれる</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまれるまたる</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまれるまたる</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまたる</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎまれるまたる</li> <li>(2)「燃料本の損傷が通ぎたい損傷がしたる</li> <li>(2)「燃料本の損傷がたい損傷が可能なりを</li> <li>(2)「燃料本の損傷がたたる</li> <li>(2)「燃料本の損傷がたたる</li></ul>		び消火を行うことができるように必要な火災防
<ul> <li>(1)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(1)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(1)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(2)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(3)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(4)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(5)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資産材</li> <li>(2)「燃料体の出傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(2)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(2)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(3)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に係る資格材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に依然支援社でなどで総材</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」に依然うで総材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に依然うで総材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」に依然うで総材</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」に依然うで総材</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」</li> <li>(4)「燃料体の損傷が認定される事故」</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」</li> <li>(5)「燃料体の損傷が認定される事故」</li> <li>(5)」「ご範括 (4)」</li> <li>(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)</li> <li>(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」(4)」</li></ul>		e. 電源が必要な資機材は、非常用電源設備又は仮
<ul> <li>(x) 可製型の養殖材にあっては、以下に起げる設計</li> <li>3. 意設設備と客島かご確実に接続することがで、</li> <li>5. 金星の数量性物質等を放出するたものある生 の設置及び操作を行うことができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、放射 型面を変出することができるよう、次期のを置いていていた。</li> <li>(1) 「燃料体の損傷が設定される事故」に値る管理材 が心の客しい損傷を防止するための措置、及びか心の客しい損傷の可能性が生じる場合に、 その拡大を防止し、あるいには認からの多星の放射性物質等の放出を防止するための措置、なびか心のなどし、し、あるいに認識がらの多星の放射性物質等の放出を防止するための措置、なびか心の変しのな相互なたのが置き、ないては意からの多星の放射性物質等の放出を防止するための措置、なびか心の変したなどの計量、及びかしの変した体制の体理などうし、あるいに認識がらの多星の放射性物質等の放出を防止するための措置、なびか心の その拡大を防止し、あるいに認識からの多星の放射性物質等の放出を防止するための指置、なびかしの その拡大を防止し、あるいに対応からの多星の放射性物質等の放出を防止するための指置、なびか心の その拡大を防止し、あるいに認識からの多星の放射性物質等の放出を防止するための指置、なび応びの その拡大を防止し、あるいに認識からの多星の放射性物質等の放出を防止するための指置、なび応びやして、ためたするこの その拡大を防止し、あるいには認からの多星の放射性物質等の放出を防止するための指定、ためたするころ </li> <li>(2) 「燃料体の損除が認定さるのの量」なび均衡体理動系 後備声停止前側体の以降化の容しい対傷を防止するための計置、なび応びや使用の その拡大を防止し、あるいには認からの多星の放射性物 が心の客しい対傷を防止するための指置、なび応びやしたの客しい対傷を防止するための指定、ためなり注意 </li> <li>(2) 「燃料なび動御体理動系</li></ul>		常用電源設備の燃料は、4日間以上の連続運転
・         第 放設価と容易かつ確実に接続することがで           ・         多量の効性体態空感を放出するおそれのある車           の設置を選定すること。         ・           ・         豊雄の効性体的空感を放出するおそれのある車           の設置を選定すること。         ・           ・         豊雄の効性体の空感を放出するおそれのある車           の設置を選定すること。         ・           ・         豊雄の効性やないたりなきないましたのなど、           使心の苦しい街像を放出するための増置、及び炉心の芋しい街像の可能性が生じる場合に、         ・           その拡大を放出するための増置、及び炉心の芋しい街像の可能性が生じる場合に、         ・           その拡大を放出するための増置、及び炉心の芋しい街像の可能性が生じる場合に、         ・           そのな大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための増置、及び声心の苦しい場像を放出するたるの増置、及び声心の し、運搬が増集できるよう、通知な性養産を放出するたそれのあい         し、           期期体及び制造体駆動系          第のた材性や街像を放出するたそれのからい           後備停停止制御棒駆動系             後備停停止制御棒駆動系             後着停停止制御棒駆動系             後着停停止制御棒駆動系             後備停停止制御棒返動系             と参加学をする。		(x) 可搬型の資機材にあっては、以下に掲げる設計
<ul> <li> <ul> <li></li></ul></li></ul>		a. 常設設備と容易かつ確実に接続することがで
・         の設置及び操作を行うことができるよう、放作 塩死を選定すること。           ・         共通事図によって設計基準事故に対処するた 金が指なよれるおされがいとうな設設値上昇           小心の者しい時傷を防止するための消費、及び炉心の者しい損傷の可能性が生じる場合に、 その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための指標に その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための指標に が心の者しい相信を防止するための消費、及び炉心の その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための指標に か心の者しい相信を防止するための消費、及び炉心の その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための指標に か心の者しい相信を防止するための消費、及び炉心の その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための指標に からの者しい相信を防止するための 度のためませるための この動物様及び機能体験系           ・         ・         ・           ・         ・         ・           ・         ・         ・           ・         ・         ・           ・         ・         ・           ・         ・         >           ・         ・         >           ・         ・         >           ・         ・         >           ・         ・         >           ・         ・         >           ・         ・         >           ・         ・         >           ・          >           ・          >           ・          >           ・          >           ・          >           ・          >       <		b. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事
場所を選定すること。       ・       共通要因によって設計基準事業に対処するた         (1)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材       ・       ・       通販が進化れるおそれがないよう常設設値と見         (2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材       ・       ・       ・       2 多星の放射性物質等な放出するおそれがないよう常設設値と見         その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に       がんかるおくいがない見俗を防止するための措置、及び炉心の       し、通路が確保できるよう、進切な情異を認         用いる資機材を以下に示す。       ゲ心の者しい損傷を防止するための措置、及び炉心の       その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置       反び向い者しい損傷を防止するための措置、及び炉心の         制御棒及び制御棒駆動系       塗を有効に発展するいっとする。       ・       このおりは物理がからの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置、及び炉心の         参数のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのかっ       ※       愛のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのかっ         変化して信が、気のして、13.9.1 動物体及び後備がたして信が       一       ※         参加度を応じ着いするの       ※       2         変化力がない気能を放出するおそれのかっ       ※       ※         酸クとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのか       ※       2         酸合して伸進を取りに示っ、       ※       2         数価がなび後備が会び後備が会び後備が会び物体駆動系       2       2         変価が存在して制作なび後備が会び後備が会び後備が生きまの        2         を防止するためで        2       2         参加がなび後備がないてきなるなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどなどな		の設置及び操作を行うことができるよう、放射
<ul> <li>         ・. 共通要因によって設計基準事故に対処するた 施公理なわれるおされがないよう常設設備を呈 ・. 支通数が確なするた 能が理なされるおされがないよう常設設備を呈 ・. 通路が確なできるよう、適切な措置を認 し、通路が確なできるよう、適切な措置を認 し、通路が確なできるよう、適切な措置を認 し、通路が確なできるよう、適切な措置を認 し、通路が確なできるよう、適切な措置を認 にかの著しい損傷を想止するための措置、及び炉心の 用いる實機材を以下に示す。         ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・</li></ul>		場所を選定すること。
<ul> <li> <ul> <li></li></ul></li></ul>		c. 共通要因によって設計基準事故に対処するた
<ul> <li>         ・ <u> </u></li></ul>		能が損なわれるおそれがないよう常設設備と異
<ul> <li>し、通路が確保できるよう、適切な措置を課</li> <li>し、通路が確保できるよう、適切な措置を課</li> <li>し、通路が確保できるよう、適切な措置を課</li> <li>かの客しい損傷を防止するための措置、及び炉心の</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置にある事故」に係る實機材</li> <li>知る實機材を以下に示す。</li> <li>御御棒及び制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動</li> <li>た後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動</li> <li>た後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒取動系</li> <li>近後備炉停止制御棒及び後備炉停止削御棒駆動</li> <li>た後備炉停止制御棒及び後備炉停止削御棒及び後伸停止刺御棒及び後間炉停止削御棒取動</li> <li>し、後備炉停止制御棒取引</li> <li>した設計とする。</li> <li>他間炉を止削御棒取</li> <li>1000</li> <li>100</li> /ul>		d. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある
<ul> <li>(1)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材 炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、 その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に 加いる資機材を以下に示す。</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材 炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の注 くの拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物 質等体材を以下に示す。</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材 炉心の著しい損傷を防止するための措置、 をの転大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物 質等体材として使止 載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのあた 鑑を有効に発揮するものとする。.</li> <li>(3)割(権及び制御棒駆動系</li> <li>2)酸塩については、「3.9.1 割御権及び制御権駆動系</li> <li>2)酸塩については、「3.9.1 割御権及び制御権駆動系</li> <li>2)酸塩にとい、自動的に電力等に上割御権駆動 違る原子炉停止制御権は保持電磁石の励磁により引 磁断により、自動的に電力等により落下し、 とする。.</li> <li>2)酸塩炉停止制御権は、周囲の集合体とは独立 止制御権駆動機構下部案内容に 計とする。</li> </ul>		し、通路が確保できるよう、適切な措置を講
<ul> <li>「知心の著しい損傷を防止するための措置、及び知心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に</li> <li>用いる資機材を以下に示す。</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</li> <li>「如心の著しい損傷を防止するための措置、及び知心の</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に</li> <li>加いる資機材を以下に示す。</li> <li>安全施設を資機材として使好</li> <li>載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのあた</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</li> <li>中心の著しい損傷を防止するための措置、及び知心の</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物</li> <li>第二次を施設を資機材として使好</li> <li>載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのあた</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</li> <li>中心の著しい損傷を防止するための措置、及び知心の</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物</li> <li>第二次ものとする。</li> <li>①</li> <li>創作換び割御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</li> <li>中心の著しい損傷を防止するための措置</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物</li> <li>第二次有効(本)のなる(加水)のためた</li> <li>その拡大を防止するための措置</li> <li>この(補)体験及び制御棒駆動系</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</li> <li>中心の著しい損傷を防止するための措置</li> <li>この(結り、多量の放射性物質等の放出するおそれのあた</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</li> <li>この(結り、多量の放射性物質等を放出するおそれのあた</li> <li>(2)「燃料体の損傷が想定されのた</li> <li>この(結り、多量の放射性物質等の放出するおそれのあた</li> <li>(2)「燃料を取り構成で割の体駆動系</li> <li>(2)「燃料体の【備が駆動体を取動系</li> <li>(2)「燃料体の】(補)検撃動系</li> <li>(2)「燃料をの割御棒駆動系</li> <li>(2)「燃料体の】(補)検撃動系</li> <li>(2)「燃料体のしてものとする。</li> <li>(3)利御体及び創体駆動</li> <li>(4)個体及び後備炉停止制御体取動</li> <li>(4)個体及び後備炉停止制御体及び割(体理動)</li> <li>(4)個体及び後備炉停止制御体及び割(体理動)</li> <li>(4)個体型の後後して設計をする。</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体及び(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <li>(4)個体型の(結構)</li> <l< th=""><th>(<u>1</u>)「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材</th><th></th></l<></ul>	( <u>1</u> )「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材	
<ul> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置、</li> <li>用いる資機材を以下に示す。</li> <li>炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の</li> <li>その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等を放出するおそれのあっ</li> <li>第一個棒及び制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>2. 前御棒及び制御棒駆動系</li> <li>2. 前御棒及び前御棒駆動系</li> <li>2. 前御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>2. 前御棒及び創一棒駆動系</li> <li>2. 前御棒及び創一件駆動</li> <li>2. 高川御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>2. 高川御棒及び後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>2. (1. 前御棒及び創一件駆動</li> <li>2. (2. 前御体及び創一件駆動</li> <li>2. (2. 前御本及び創一件駆動</li> <li>2. (2. 前御本及び後備炉停止前御棒駆動</li> <li>2. (2. 前御本及び御御本駆動</li> <li>2. (2. 前御本及び後備炉停止</li> <li>2. (2. 前御本及び後備炉停止</li> <li>2. (2. 前御本及び前御本駆動</li> <li>3. (2. 前御本及び前御体駆動</li> <li>3. (2. 前御本及び前御体駆動</li> <li>3. (2. 前御本及び後備炉停止</li> <li>4. (2. (2. 前御本及び前御体駆動</li> <li>4. (2. (2. 前御本及び前御体駆動</li> <li>4. (2. (2. 前御本及び(2. 1)))))</li> <li>4. (2. (2. 1))</li> <li>4. (2. (2. 1))</li> <li>4. (2. (2. 1))</li> <li>4. (2. 1)</li> <li>4. (2. (2. 1))</li> <li>4. (2. (2. 1))</li> <li>4. (2. (2. 1))</li> <li>4. (2. 1)</li> <li>4. (3. 1)</li> <li>4. (4. 1)</li></ul>	炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、	( <u>2</u> )「燃料体の損傷が想定される事故」に係る資機材
用いる資機材を以下に示す。       その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物         用いる資機材を以下に示す。       安全施設を資機材として使用         加約棒及び制御棒駆動系       施と右効に発揮するものとする。         1       1         後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系       1         2       1         6       備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒取び後備炉停止制御棒及び御御俸駆動系         2       2         1       1         2       1         1       1         2       1         2       1         3       1         3       1         3       1         4       1         4       1         5       1         5       1         5       1         5       1         5       1         6       備加季度の2000         6       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1       1         1	その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置に	炉心の著しい損傷を防止するための措置、及び炉心の
用いる資機材を以下に示す。安全施設を資機材として使用         敷のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのある         能を有効に発揮するものとする。         2.         他様々び制御棒駆動系         後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系         2.         2.         1.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2.         2	用いる資機材を以下に示す。	その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物
<ul> <li>         ・</li></ul>		用いる資機材を以下に示す。安全施設を資機材として使用
制御棒及び制御棒駆動系 <u>能を有効に発揮するものとする。</u> 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系          後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系		載のとおり、多量の放射性物質等を放出するおそれのある
金.       制御棒及び制御棒駆動系         後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系       設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系         26       設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動系         26       26         26       26         26       26         27       26         28       26         29       26         29       26         20       26         20       26         21       26         22       26         23       26         24       27         25       26         26       27         26       27         25       25         20       27         25       25         26       27         25       25         21       24         25       25         26       25         26       27         26       27         26       27         26       27         26       27         26       27         27       27         26       27         27	制御棒及び制御棒駆動系	能を有効に発揮するものとする。
後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒驱動系 登備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動表 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動表 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動表 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動表 こる原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止 た信頼性を確保した設計とする。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      <b< td=""><th></th><td><u>a.</u>制御棒及び制御棒駆動系</td></b<>		<u>a.</u> 制御棒及び制御棒駆動系
b.後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動           後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動           よる原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止           た信頼性を確保した設計とする。           1.後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により           磁断により、自動的に重力等により落下し、           とする。           n.後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立           止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通行           過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内           計とする。	後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系	設備については、「3.9.1 制御棒及び制御棒駆動
後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動         よる原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止         た信頼性を確保した設計とする。         (後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により)         磁断により、自動的に重力等により落下し、         とする。         中、後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立         止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通行         過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管         計とする。		<u>b.</u> 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系
よる原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止         た信頼性を確保した設計とする。         1.後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により         磁断により、自動的に重力等により落下し、         とする。         中.後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立         止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通行         過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管         計とする。		後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動
<u>た信頼性を確保した設計とする。</u> <u> </u> <u> <u> </u> </u>		よる原子炉停止が不能の場合にも原子炉を停止
<u> </u>		た信頼性を確保した設計とする。
磁断により、自動的に重力等により落下し、         とする。         n.後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立         止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通行         過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管下         計とする。		1. 後備炉停止制御棒は保持電磁石の励磁により
とする。         n. 後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立         止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通信         過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管         計とする。		磁断により、自動的に重力等により落下し、
n.後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立         止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通信         過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管         計とする。		とする。
止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通行 過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管内 計とする。		<u>n.後備炉停止制御棒は、周囲の集合体とは独立</u>
<u>過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管</u> 計とする。		止制御棒駆動機構下部案内管内に配置し、通知
計とする。		過半が後備炉停止制御棒駆動機構下部案内管
		計とする。
<u>ハ.後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆</u>		<u>ハ.後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆</u>

の機能喪失を仮定して措置を整備する。
しないように整備する。また、原子炉
3.
<u>策を講じる。火災防護対策を講じる設</u>
火災区域及び火災区画に設定する。設
の発生防止並びに早期に火災の感知及
防護対策を講じる。
仮設電源設備から給電する。なお、非
転に必要な量を貯留するものとする。
計とする。
できるものとする。
事故等が発生した場合において資機材
射線量が高くなるおそれが少ない設置
ための設備の安全機能と同時にその機
: 異なる保管場所に保管すること。
る事故等が発生した場合において運搬
講じたものとすること。
の著しい損傷の可能性が生じる場合に、
物質等の放出を防止するための措置に
を用するものは、各安全施設の設備に記
ある事故等に対処するために必要な機
区動系」に示す。
力系
助系は、制御棒及び制御棒駆動系に
<u>とできるよう、次のような条件を備え</u>
)把持するものとし、保持電磁石の励
<u> 炉心に挿入される信頼性の高い設計</u>
立し、駆動範囲を空洞にした後備炉停
通常運転時から、後備炉停止制御棒の
膏内に位置し、挿入が阻害されない設

駆動系は、地震時の相対変位による衝

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	突及び拘束により挿入性が阻害されず、地震による共通原因により、主炉停止系
	と同時に機能を喪失しない設計とする。
	二.制御棒及び後備炉停止制御棒は、他の高速炉も含めて、挿入に失敗した事例は
	なく、実機の実績に基づく設計、製作及び保守により信頼性を確保する。
	設備については、「3.9.2 後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系」に示
	<u>†.</u>
	なお、後備炉停止制御棒及び後備炉停止制御棒駆動系の動作に必要な信号の発
制御棒連続引抜き阻止インターロック	生は、f.後備炉停止系用論理回路に示すとおり、多様性を備えたものとする。
	<u>c.</u> 制御棒連続引抜き阻止インターロック
	制御棒連続引抜き阻止インターロックは、運転モードスイッチ「高出力モード」に
	おける出力運転中に、制御棒の連続引抜き時間が3秒となると、引抜きを自動的に阻止
	<u>するタイマーリレーを引抜回路に設けることにより、引抜きを自動的に阻止できるも</u>
原子炉保護系(スクラム)	のとする。
	<u>d.</u> 原子炉保護系 (スクラム) (手動スクラムを含む。)
原子炉保護系(アイソレーション)	設備については、「6.5.2.1 原子炉保護系(スクラム)」に示す。
	<u>e.</u> 原子炉保護系(アイソレーション)
後備炉停止系用論理回路	設備については、「6.5.2.2 原子炉保護系(アイソレーション)」に示す。
	<u>f.</u> 後備炉停止系用論理回路
	設計基準事故で考慮する安全保護回路の論理回路による原子炉保護系(スクラム)
	の動作に失敗した場合に、代替原子炉トリップ信号により作動する後備炉停止系用論
	<u>理回路を設け、自動的に後備炉停止制御棒を炉心に挿入することにより、原子炉を自</u>
	動停止できるものとし、論理回路の作動に係る多様性及び独立性を確保する。(第
原子炉冷却材バウンダリ	10.11.1図参照)。
	<u>g.</u> 原子炉冷却材バウンダリ
	設備については、「5.2 1次主冷却系」に示す。
	<u>h. 冷却材バウンダリ</u>
	設備については、「5.3 2次主冷却系」に示す。
	i.原子炉容器リークジャケット
原子炉カバーガス等のバウンダリ	設備については、「3.11 原子炉容器」に示す。
	<u>j.</u> 原子炉カバーガス等のバウンダリ <u>(安全板を含む。)</u>
格納容器バウンダリ	設備については、「5.8 アルゴンガス設備(1)1次アルゴンガス系」に示す <u>。</u>
	<u>k.</u> 格納容器バウンダリ
	<u>設備については、「9.2.1 格納容器」に示す。</u>
	1.1次主冷却系サイフォンブレーク配管
	設備については、「5.2 1次主冷却系 5.2.2.3 配管」に示す。
	<u>m.1次補助冷却系サイフォンブレーク止弁</u>
非常用冷却設備及び補助冷却設備	設備については、「5.5 補助冷却設備(1)1次補助冷却系」に示す。
	<u>n.</u> 非常用冷却設備及び補助冷却設備
安全容器(コンクリート遮へい体冷却系を含む。)	設備については、「5.4 非常用冷却設備及び5.5 補助冷却設備」に示す。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>o.</u> 安全容器(コンクリート遮へい体冷却系を含む。)
	<u>設備については、「9.2.4 安全容器及び9.2.7 コンクリート遮へい体冷却系」に</u>
断熱材及びヒートシンク材	<u>示す。</u>
	<u>p.</u> 断熱材及びヒートシンク材
	安全板からナトリウムが流出した場合の熱的影響を緩和するため、格納容器(床
	<u>下)の安全板を設置する室の鋼製のライナ上に、断熱材及びヒートシンク材(アルミ</u>
関連する核計装	<u>ナ)を整備する。</u>
	<u>q.</u> 関連する核計装
関連するプロセス計装	設備については、「6.2 核計装」に示す。
	<u>r.</u> 関連するプロセス計装
	 設備については、「6.3 プロセス計装」に示す。
	s. 遅発中性子法燃料破損検出設備
仮設電源設備(燃料油運搬設備を含む。)	
	t. 仮設電源設備(燃料油運搬設備を含む。)
仮設計器	
	u. 仮設計器
	温度検出器等の指示値の確認に必要な抵抗測定等のための仮設計器を配備する。
(2)「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資	
機材	(3)「使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故」に係る資
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措	機材
置に用いる資機材を以下に示す。	使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合に、使用済燃料の損傷を防止するための措
可搬式ポンプ及びホース	置に用いる資機材を以下に示す。
	a. 可搬式ポンプ及びホース
	-1派スペック 協、福水モニタ 福祉 (東大工工工 1007) mm (大工、 ) に 20m (大工) と 1する 2 台 (内予備 1 台) を配備する。また ホースは 給水に必要な容量 (10 本 (20m
	/本 (内予備 2 本))) を配備する、たお、水源には夏海湖 (過去最低貯水量・約 193 000m ³ )
	設備についてけ 「4 2 2 2 使用落燃料貯蔵設備 (1) 原子炉附属建物使用落燃料貯
水冷却海化設備サイフォンブレーカー	
	小田母行に取帰の石配目に、 9イフォングス家による小世国一時に、 第日即所放による
	<u>文助的なサインオンノレーン ( 成化で有サるサインオンノレーン 1Lで 笠圃 する)</u>
( <u>う</u> ) 八 / / / / / / / / / / / / / / / / / /	(4)「七相増な白鉄災実又はお音にトス十刑鯨究渉の衝空るの師のテロリブル英にトローにとの
るしい項防及い俗剤沿谷部の収損に主る芯化」に依る頁機的 → 相構ねら母巛 実立はお音にトスー型 航空機の策応スの地のニュリブル 燃けたり にこの	(4) 「八衆保は日然火吉入は収息による八空航空機の側矢ての他のフロリスム寺により、炉心の 素しい場復みび故姉宏聖の確想後がに土根博士しょう。し、のにてて相会した低ス次操社
へ 祝保 は 日 然 火 舌 入 は 敢 息 に よ る 人 空 航 全 機 の 側 矢 て の 他 の ア ビ リ ス ム 寺 に よ り 、 炉 心 の 英 し い 提 佐 ひ 花 故 姉 広 兜 の 吐 提 に 云 ス 想 会 に よ い ス	有しい損傷及い恰利谷奋の収損 <u>业のに入規模フトサリム火災</u> に主る想正」に係る貨機材 
者しい損傷及い格納谷奋の破損に主る想定において、事業所外への放射性物質の放出を抑制	へ規模な日然灰香又は故息による大空航空機の餌矢その他のアロリスム等により、炉心の 英レい根復みが故地容明の神想音がにしませたします。「※に天え想会にいいて、古迷てど
するための措直に用いる貧機材を以下に示す。	者しい損傷及い格納谷舔の破損 <u>亚びに大規模ナトリワム火災</u> に全る想定において、事業所外

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
	への放射性物質の放出を抑制するための措置に用いる資機材を以下に示す。	
仮設カバーシート	資機材の名称	資機材を使用する対策
仮設放水設備	仮設カバーシート	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
	仮設放水設備	事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、
		大規模な火災の消火活動
特殊化学消火剤	泡消火設備	大規模な火災の消火活動
	特殊化学消火剤	大規模な火災の消火活動
	乾燥砂消火剤	大規模な火災の消火活動
	消火剤遠隔散布設備	大規模な火災の消火活動
	仮設不活性ガス送気設備	大規模な火災の消火活動、
		格納容器破損緩和対策
移動式揚重設備	仮設給電設備	炉心損傷緩和対策
資機材運搬車両 防護機材	移動式揚重設備	各対策
	資機材運搬車両	各対策
	防護機材	各対策

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ● ●
	論 理 認 認
	原子/行トリシブ信号 (中性主葉高(組動領領) (年佳主義)(出動領領) (年佳主義)(出動領領) (年佳主義)(出別領域) (中性主要高(出間領域) (日内ナトリウム液面低 (日間領域) (日内ナトリウム液面低 (日間領域) (日内ナトリウム液面低 (日間領域) (日内ナトリウム液面低 (日間領域) (日内ナトリウス液面低 (日間領域) (日内ナトリウス液面低 (日間領域) (日子本〇一一一一一一一一 (日間一) (日日報) (日子本〇一一一一一) (日日報) (日子本〇一一一一) (日日報) (日日報) (日子本〇一一一) (日日報) (日日報) (日子本〇一一一) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日日報) (日子本〇一一一) (日日報) (日日報) (日子本〇一一) (日日報) (日日和日本四和温度高(0) (日子和日本四和温度高(0) (日子年) (日日和日本四日本四日本四日本(11)) (日日本) (日日本〇一一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一) (日日本〇一)





変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
スペクトル調整設備は、ステンレス鋼の六角形のラッパ管、エントランスノズル及びハ	10. <u>12</u> 実験設備
ンドリングヘッドから構成し、ベリリウム若しくは水素含有金属等をラッパ管に内包した	(変更なし)
構造を有する。	
本体設備及びスペクトル調整設備の外形主要寸法は、ラッパ管を有する他の炉心構成要	10. <u>12</u> .1 計測線付実験装置
素と同じである。	(変更なし)
本体設備は、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して	
使用する。スペクトル調整設備は、照射試験の目的に応じて、照射位置における中性子ス	10. <u>12</u> . 2 照射用実験装置
ペクトルを調整するため、炉心の核熱特性に影響を与えない範囲で、本体設備の周囲に装	(1)主要設備
荷する(炉心燃料領域を除く。)。	照射用実験装置は、高速増殖炉用燃料・材料の照
$(2) \sim (4)$	射物には、燃料体に該当しない核燃料物質(プルト
(省略)	は混合物の化合物又は金属)、マイナーアクチニド、
	らの混合物を含む。)を使用する。
第 10.11.1 表 照射用実験装置の主要仕様	照射用実験装置は、本体設備と必要に応じてス~
	備は、ステンレス鋼の六角形のラッパ管、エントラ
第 10.11.1 図 計測線付実験装置(自己作動型炉停止機構開発用)	ら構成し、照射試料をラッパ管に内包した構造を有
第 10.11.2 図(1/2) 照射用実験装置(参考用:本体設備 1/2)	照射物をステンレス鋼の照射試料キャプセルに密封
第 10.11.2 図 (2/2) 昭射用実験装置 (参考用:本体設備 2/2)	ナーアクチニド、核分裂牛成物を装填する場合は、
	ス鋼の外側容器に装填する。外側容器には開放型と
	ートメントの内壁構造容器若しくは基礎試験用 ッ
	同等の構造を有する。昭射試料キャプセルの破損が
	確保する。内壁構造容器と同等の構造の外側容器な
	冷却材出口部を多数の小口径の孔とすろ等。万一
	も、「「「小伙料集合体の冷却を阻害するおそれのあみ
	の外側へ漏れ出たい構造とする。主要仕様を筆10
	スペクトル調整設備は ステンレス鋼の六角形の
	ンドリングヘッドから構成し ベリリウム若しくた
	構造を有する
	本休設備及びスペクトル調敷設備の外形主要士法
	まし同じである
	示し回してのる。 大休設借け 「「「小の技執性」が「「影響なちらか」、 な
	本 伊 取 囲 は、 か し ツ 扨 然 付 庄 に 影 音 と 子 ん な い 単
	区内1120。ハンフトルで調査以前は、黒灯砂線の日日 ペカトルを調整するため 后心の技動性性に影響す
	- ションビアで 明定 するにの、 アルツ 核 然付 性に 影響で 若 去 ス ( に 心 燃料 約 域 た 除 イ )
	$10, y \odot (M2 UK(M2)] 與或在(本下。)。$
	(4) - (4)
	(変更なし)
	第 10. <u>12</u> . 1 表 照射用実験装置の主要仕様
	第10.12.1 図 計測線付実験装置(自己作動型炉停止機構開発)

照射試験等を行うための設備であり、照 トニウム、ウラン又はトリウムの単体又 、核分裂生成物、高速炉用材料等(これ

ペクトル調整設備で構成される。本体設 ランスノズル及びハンドリングヘッドか すする (第 10.<u>12</u>.2 図参照)。照射試料は、 対した構造を有する。核燃料物質、マイ 照射試料をSUS316相当ステンレ 密封型があり、先行試験用 γ型コンパ 型コンパートメントの密封構造容器と が生じた場合でも、外側容器の健全性を を使用する場合にあっては、外側容器の 照射試料キャプセルが破損した場合で る粒径の照射試料粒子が照射用実験装置 <u>12</u>.1 表に示す。

Dラッパ管、エントランスノズル及びハ t水素含有金属等をラッパ管に内包した

去は、ラッパ管を有する他の炉心構成要

範囲で、炉心内の任意の位置に装荷して 内に応じて、照射位置における中性子ス を与えない範囲で、本体設備の周囲に装

変更前(2021.12.2 付補正)			変更後
	第 10. <u>12</u> . 2 図(1/2)	照射用実験装置	(参考用:本体設備 1/2
	第 10. <u>12</u> . 2 図(2/2)	照射用実験装置	(参考用:本体設備 2/2

2) (2)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類9(1.放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本方針	1. 放射線の被ばく管理及び放射性廃棄物の廃棄に関する基本
(省略)	(変更なし)

方針

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類9(3. 放射性廃棄物の廃棄)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3. 放射性廃棄物の廃棄	3. 放射性廃棄物の廃棄
3.1 放射性気体廃棄物処理及び放出管理	3.1 放射性気体廃棄物処理及び放出管理
3.1.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量	3.1.1 放射性気体廃棄物の発生源と推定発生量
(1) 放射性気体廃棄物の発生源	(1) 放射性気体廃棄物の発生源
放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出さ	放射性気体廃棄物のうち主要なものは、原子炉建物内の
れる放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理するため、気体廃棄物処理設備を設け	れる放射性廃ガスである。これらの放射性廃ガスを処理す
る。原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される放射性廃ガスは、気体廃棄物処理設	る。
備において、廃ガスコレクションヘッダに集約された後、 <u>廃ガスクーラー</u> 及び廃ガス浄化用フ	原子炉建物内の1次アルゴンガス系等から排出される加
ィルタを経由し、圧縮機に導入される。アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射	備において、廃ガスコレクションヘッダに集約された後、
性物質の濃度を測定し、当該濃度が「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した	ルタを経由し、圧縮機に導入される。
場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に	アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性
送られる。なお、廃ガス浄化用フィルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット(2	「線量告示」に定める濃度限度以下であることを確認した
基(予備1基):プレフィルタ及び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けられ	スは、廃ガス浄化用フィルタを経由し、直接、主排気筒に
るフィルタユニット(2 基(予備 1 基): プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールフィ	ルタには、圧縮機の上流に設けられるフィルタユニット <u>I</u>
ルタから構成)がある。	び高性能フィルタから構成)及び主排気筒の上流に設けら
放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える場合には、圧縮機に導入された廃	備1基):プレフィルタ、高性能フィルタ及びチャコールス
ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。なお、コンクリート遮へい体冷却系等より排出される	放射性廃ガス中の放射性物質の濃度が濃度限度を超える
廃ガスについては、当該廃ガス用のフィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒 ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。	
に送られるが、窒素廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該 なお、コンクリート遮へい体冷却系	
濃度が「線量告示」に定める濃度限度を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧入	ィルタユニットを経由し、送風機により直接、主排気筒に
貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物質	り、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃
の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃カス浄化用フィルタを経田し、王排気	を超える場合には、貯留タンクに圧入貯蔵される。
同に达られる。	上人町蔵された廃カスは、アルコン廃カスモニタ又はサ 地映画の濃度が濃度四度以下に対点したこしたかわした後
(2) 妆卧树层体感宽胸の拼字改作具	土排入同に达られる。
(2) 成別性気体廃棄物の推足発生重	(2) 成別性気体廃棄物の進た発生重
応焼反に達した場合に炉心に雷視される布刀へ及びよう系の1/0に相当りる重が、1 (5市4)均 中にお出された世能で運転を継続した提合を仮定するたのとする。たた。 感ガスには、アルゴ	
「「「次田さんにい恋く運転を継続した物日を放足するものとする。なる、洗みべには、アルコ ンガスと容素ガスの放射化にとり生成された放射性核種が今まれる。このうた。比較的光減期	+に放田された状態で運転を継続した物日を放足するもの
の長いものけ $Ar-41$ 及び $C-14$ であろが その放出量け 上記で仮定すろ放射性気体感報物	うた。比較的半減期の長いものけ。 $Ar=41$ 及び $C=14$ である
	ス放射性気体感棄物と比較して無相できる程度である
	今ての燃料集全体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した
主ての燃料来自体の燃焼及が「線に取問燃焼及に生じた状態で燃料破損が主じた物日に、	1 次冷却材中に放出される柔ガス及びとう表の量け以下の
1 沃市4均下に放田される市が八及びよう系の重は以上の式により計算する。	
$(R_i^I)w = F_f \cdot K \cdot Y_i (1 - e^{-\lambda_i T_o})$	$(R_i^I)w = F_f \cdot K \cdot Y_i(1 - e^{-\lambda_i T_o})$
ここで (R _i ^I )w:全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した状態で燃	ここで (R _i ^I )w:全ての燃料集合体の燃焼度が-

内の1次アルゴンガス系等から排出さ 里するため、気体廃棄物処理設備を設け

る放射性廃ガスは、気体廃棄物処理設 後、<u>廃ガスクーラ</u>及び廃ガス浄化用フィ

射性物質の濃度を測定し、当該濃度が した場合には、圧縮機に導入された廃ガ 筒に送られる。なお、廃ガス浄化用フィ ト<u>I</u>(2基(予備1基):プレフィルタ及 けられるフィルタユニット<u>II</u>(2基(予 -ルフィルタから構成)がある。

える場合には、圧縮機に導入された廃

5廃ガスについては、当該廃ガス用のフ 所に送られるが、窒素廃ガスモニタによ &濃度が「線量告示」に定める濃度限度

はサンプリングによる測定により、放射 た後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、

ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高 う素の1%に相当する量が、1次冷却材 ものとする。なお、廃ガスには、アルゴ E成された放射性核種が含まれる。この あるが、その放出量は、上記で仮定す

した状態で燃料破損が生じた場合に、 下の式により計算する。

ぎが一様に最高燃焼度に達した状態で燃

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
料破損が生じた場合に、1次冷却材中に放出される希ガス及びよ	料破損が生じた場合に、1
う素の量 (Bq)	う素の量 (Bq)
F _f :破損燃料割合 0.01	F _f :破損燃料割合 0.01
K:1秒当たりの核分裂数 (fission/s)	K:1秒当たりの核分裂数 (fission)
Y _i :核種iの核分裂収率	Y _i :核種iの核分裂収率
λ _i :核種iの崩壊定数(1/s)	λ _i :核種 i の崩壊定数(1/s)
T。: 最高燃焼度に対応する積算運転時間(s)	T。: 最高燃焼度に対応する積算運

また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 は以下の式により計算する。

 $\left(R_{i}^{c}\right)w = F_{f} \cdot K \cdot Y_{i} \cdot \lambda_{i}$ 

ここで (R_i^C)w:継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッダに 集約された後、<u>廃ガスクーラー</u>及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。ア ルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が1.1× 10³Bq/cm³以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵される。圧 入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放射性物 質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由し、主排 気筒に送られる。貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出 量は、約5.9×10¹⁴Bq/y及び約8.7×10⁸Bq/yである(第3.1.1 表参照)。なお、よう素の年 間放出量の評価にあっては、1次冷却材中に存在するよう素の10⁻³%が1次アルゴンガス中に 移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は 考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率は90%とし た。

また、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が 1.1×10³Bq/cm³未満の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、約 3.4×10¹³Bq/y 及び約 3.1×10⁷Bq/y となる(第 3.1.2 表参照)。

なお、限界照射試験時においては、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用 要素において被覆管が開孔した場合に、1次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1次 アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを経由して放出される。限界照射試 験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約8.3×10¹²Bq/y及び約1.0×10⁷Bq/yで ある(第3.1.3表参照)。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した 場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1次冷却材中に放出された また、その後の継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 は以下の式により計算する。

## $\left(R_{i}^{c}\right)w = F_{f} \cdot K \cdot Y_{i} \cdot \lambda_{i}$

ここで (R_i^c)w:継続運転により破損した燃料集合体より放出される希ガス及びよう素の量 (Bq)

これらの希ガス及びよう素は、気体廃棄物処理設備において、廃ガスコレクションヘッダに 集約された後、<u>廃ガスクーラ</u>及び廃ガス浄化用フィルタを経由し、圧縮機に導入される。 アルゴン廃ガスモニタにより、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が 1.1×10³Bq/cm³以上の場合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクに圧入貯蔵され る。圧入貯蔵された廃ガスは、アルゴン廃ガスモニタ又はサンプリングによる測定により、放 射性物質の濃度が濃度限度以下に減衰したことを確認した後、廃ガス浄化用フィルタを経由 し、主排気筒に送られる。

貯留タンクを経由して放出(間欠放出)される希ガス及びよう素の年間放出量は、約5.9×10¹⁴Bq/y及び約8.7×10⁸Bq/yである(第3.1.1表参照)。なお、よう素の年間放出量の評価にあっては、1次冷却材中に存在するよう素の10⁻³%が1次アルゴンガス中に移行することとし、保守的に、気体廃棄物処理設備における配管壁等でのプレートアウト等は考慮しないものとした。また、廃ガス浄化用フィルタにおけるよう素の除去効率は90%とした。

また、放射性廃ガス中の放射性物質の濃度を測定し、当該濃度が 1.1×10³Bq/cm³未満の場 合には、圧縮機に導入された廃ガスは、貯留タンクをバイパスし、廃ガス浄化用フィルタを経 由して主排気筒に送られ放出される(連続放出)。希ガス及びよう素の年間放出量は、通常運 転時に想定される放射性廃ガス中の放射性物質の濃度及び廃ガス発生量から、約 3.4×10¹³Bq /y 及び約 3.1×10⁷Bq/y となる(第 3.1.2 表参照)。 なお、限界照射試験時においては、被覆管が開孔することを想定している。限界照射試験用 要素において被覆管が開孔した場合に、1 次冷却材中に放出された希ガス及びよう素は、1 次 アルゴンガス中に移行し、上述したルートで、貯留タンクを経由して放出される。限界照射試 験時における希ガス及びよう素の年間放出量は、約 8.3×10¹²Bq/y 及び約 1.0×10⁷Bq/y で ある(第 3.1.3 表参照)。これらは、全ての燃料集合体の燃焼度が一様に最高燃焼度に達した 場合に炉心に蓄積される希ガス及びよう素の1%に相当する量が、1 次冷却材中に放出された

次冷却材中に放出される希ガス及びよ

on∕s)

転時間(s)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガス及びよう素の年間放出量に対して十分	状態で運転を継続した場合を仮定して評価した希ガン
に小さく、無視できる程度である。	に小さく、無視できる程度である。
3.1.2 放射性気体廃棄物の放出管理 (省略)	3.1.2 放射性気体廃棄物の放出管理 (変更なし)
第 3.1.1 表~第 3.1.3 表 (省略)	第3.1.1 表~第3.1.3 表 (変更なし)
3.2 放射性液体廃棄物処理及び放出管理 (省略)	3.2 放射性液体廃棄物処理及び放出管理 (変更なし)

## 第3.2.1表 放射性廃棄物の主な発生源及び推定発生量

発生源	排出量	核種	放射性物質濃度	主要な貯留設備
燃料洗浄廃液	131m³/y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	7. 4×10 ⁻¹ Bq/cm ³ 1. 3Bq/cm ³ 2. 2Bq/cm ³	液体廃棄物B受入タンク
機器洗浄廃液	158m ³ /y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	3.0Bq/cm ³ 7.4Bq/cm ³ 1.1×10 ³ Bq/cm ³	液体廃棄物B受入タンク
使用済燃料輸送 キャスク洗浄廃液	110m ³ /y	Sr-90 Cs-137	$3.7 \times 10^{-3} \sim$ $3.7 \times 10^{-2} Bq/cm^3$	液体廃棄物A受入タンク
使用済燃料 貯蔵設備水冷却池 ドレン水	300m ³ /y	Sr-90 Cs-137	3.7×10⁻³∼ 3.7×10⁻²Bq/cm³	液体廃棄物A受入タンク
グリッパ 洗浄廃液	5m³/y	Sr-90 Cs-137 Na-22 及び CP	3.0Bq/cm ³ 7.4Bq/cm ³ 1.1×10 ³ Bq/cm ³	アルコール廃液タンク
ホット実験室廃液	72m ³ /y	FP・他	3.7×10 ⁻² Bq/cm ³	液体廃棄物A受入タンク
メンテナンス建物 ドレン水	6m ³ /y	FP・他	3.7×10 ⁻³ ∼ 3.7×10 ⁻² Bq/cm ³	液体廃棄物A受入タンク
廃棄物処理建物 ドレン水	6m ³ /y	FP・他	3. $7 \times 10^{-2} \sim$ 3. $7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物B受入タンク
照射燃料集合体 試験施設廃液	254m ³ /y 86m ³ /y	FP・Pu,U他 同上	3. $7 \times 10^{-1} \sim 3.7 \text{Bq/cm}^3$ 3. $7 \sim 3.7 \times 10^2 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク 液体廃棄物B受入タンク
照射材料試験施設 No.1 セル (αセル) 廃液	2m³/y	FP · Pu, U 他	$3.7 \times 10^{1}$ ~3.7×10 ² Bq/cm ³	液体廃棄物B受入タンク
固体廃棄物前処理 施設廃液	30m ³ /y	FP • Pu, U 他	$3.7 \times 10^{-1} \sim 3.7 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク

3.3 放射性固体廃棄物処理

3.3.1 放射性固体廃棄物の発生源と推定発生量

(省略)

3.3.2 放射性固体廃棄物の管理

放射性固体廃棄物を貯蔵するため、原子炉施設には、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第

## 第3.2.1 表 放射性液体廃棄物の主な発生源及び推定発生量

and a state of the		11.000 40		
発生源 <del>*1</del>	排出量	核種 <u>**</u> 2	放射性物質濃度	主要な貯留設備
		Sr-90	7.4 $\times 10^{-1} { m Bq/cm^3}$	
燃料洗浄廃液	131m ³ /y	Cs-137	1. $3Bq/cm^3$	液体廃棄物B受入タンク
		Na-22 及び CP	2. $2Bq/cm^3$	
		Sr-90	$3.0 \text{Bq/cm}^3$	
機器洗浄廃液	$158 \text{m}^3/\text{y}$	Cs-137	7.4Bq/cm ³	液体廃棄物B受入タンク
		Na-22 及び CP	$1.1 \times 10^3 \mathrm{Bq/cm^3}$	
使用済燃料輸送	110.3/	Sr-90	$3.7 \times 10^{-3} \sim$	法任 <b>应</b> 者性 A 页 7 月 5 1 月
キャスク洗浄廃液	110m ³ /y	Cs-137	$3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$	液体廃業物A 受入タンク
使用済燃料		G 00	0.7.10-3	
貯蔵設備水冷却池	$300 {\rm m}^3 / {\rm y}$	Sr-90	3. $7 \times 10^{-2}$	液体廃棄物A受入タンク
ドレン水		Cs-137	3. $7 \times 10^{2} \text{Bq/cm}^{3}$	
22 11 0		Sr-90	$3.0 \text{Bq/cm}^3$	
クリッパ	$5 \text{m}^3/\text{y}$	Cs-137	7. $4Bq/cm^3$	アルコール廃液タンク
洗浄廃液		Na-22 及び CP	$1.1 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$	
ホット実験室廃液	72m ³ /y	FP・他	$3.7 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク
メンテナンス建物	0.3/		$3.7 \times 10^{-3} \sim$	法任 <b>应</b> 者性 A 亚 7 日 、
ドレン水	6m°/y	FP • 他	3.7 $\times 10^{-2}$ Bq/cm ³	液体廃業物A 受入タンク
廃棄物処理建物	0.3/		$3.7 \times 10^{-2} \sim$	法任成者性わびませいよ
ドレン水	6m°/y	FP • 1也	$3.7 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$	液体廃業物 B 受入タンク
照射燃料集合体	254m ³ /y	FP・Pu,U他	$3.7 \times 10^{-1} \sim 3.7 \text{Bq/cm}^3$	液体廃棄物A受入タンク
試験施設廃液	86m ³ /y	同上	3.7 $\sim$ 3.7 $\times$ 10 ² Bq/cm ³	液体廃棄物B受入タンク
照射材料試験施設			2.7.1.0	
No.1セル (αセル)	$2m^3/y$	FP・Pu,U他	3. $7 \times 10^{2}$	液体廃棄物B受入タンク
廃液			$\sim 3.7 \times 10^{2} \text{Bq/cm}^{\circ}$	
固体廃棄物前処理	00.3/		$0.7\times10^{-1}$ 0.7D / 3	with the state of the second s
施設廃液	30m°/y	FP•Pu,∪1也	3. $l \times 10^{-1} \sim 3.7 \text{Bq/cm}^{-3}$	阀14P廃業物A 受入タンク
*1. 重水臨界宝縣	金佐居め洪湛	記録備の廃海を受け	、 入れる堤合がある	•
<u></u> 里小咖介大砂	、衣包、小儿作	風間の売取り及り	$\sqrt{\sqrt{\sqrt{2}}} \frac{1}{\sqrt{2}} \frac{1}{\sqrt{2}$	

*2:廃液等にはトリチウムを含む。

3.3 放射性固体廃棄物処理

3.3.1 放射性固体廃棄物の発生源と推定発生量 (変更なし)

3.3.2 放射性固体廃棄物の管理

放射性固体廃棄物を貯蔵するため、原子炉施設には、廃棄物処理建物、原子炉附属建物、第

ス及びよう素の年間放出量に対して十分

変更前(2021.12.2 付補正)					変更後					
二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。なお、放射性固			二使用済燃料貯蔵建物及びメンテナンス建物に固体廃棄物貯蔵設備を設ける。なお、放射性							
体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する。			体廃棄物については、減容保管等の処理を行うため、大洗研究所廃棄物管理施設へ移送する							
固体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物B			国体廃棄物貯蔵設備は、廃棄物処理建物に設ける固体廃棄物A貯蔵設備及び固体廃棄物							
貯蔵設備並び	ドに原子炉附	対属建物に設ける原子炉附	属建物固体廃棄物貯蔵	<b>〔</b> 設備、第二使用済燃						
料貯蔵建物に	設ける第二	二使用済燃料貯蔵建物固体	廃棄物貯蔵設備及びメ	ンテナンス建物に設	料貯蔵建物は	こ設ける第二	二使用済燃料貯蔵建物固体	広廃棄物貯蔵設備及びメ	ンテナンス建物に	2
けるメンテナ	ーンス建物国	固体廃棄物貯蔵設備から構	成する。廃棄物処理建	は物の固体廃棄物貯蔵	けるメンテナ	ーンス建物国	固体廃棄物貯蔵設備から構	成する。		
設備は、固体	廃棄物約1	年間分を貯蔵するに十分	な能力を有するものと	する。また、原子炉附	廃棄物処理建物の固体廃棄物貯蔵設備は、固体廃棄物約 1 年間分を貯蔵するに十分な能					
属建物、第二	使用済燃料	貯蔵建物及びメンテナンス	ス建物の固体廃棄物貯蔵	歳設備は、保修作業及	を有するもの	)とする。ま	:た、原子炉附属建物、第二	二使用済燃料貯蔵建物及	マびメンテナンス強	圭
び改造工事に	一伴って発生	ミする固体廃棄物を貯蔵で	きる能力を有するもの	とする。固体廃棄物	の固体廃棄物	物貯蔵設備に	は、保修作業及び改造工事	に伴って発生する固体	廃棄物を貯蔵でき	£
貯蔵設備は、	放射性廃棄	物が漏えいし難いものとし	し、かつ放射性廃棄物に	こよる汚染が広がらな	能力を有する	らものとする	$\tilde{D}_{0}$			
いものとする	。なお、金	属ナトリウムが付着してい	いる、若しくは付着して	こいるおそれのある固	固体廃棄物	の貯蔵設備に	は、放射性廃棄物が漏えい	し難いものとし、かつ放	対性廃棄物による	3
体廃棄物につ	っいては、北	公要に応じて、メンテナン	ス建物に設けた脱金属	属ナトリウム設備によ	染が広がらな	こいものとす	トる。なお、金属ナトリウ.	ムが付着している、若し	くは付着している	3
り、金属ナト	ー リウムを安	こうしょう こう	中の火災の発生を防止	する。	それのある固	国体廃棄物に	こついては、メンテナンス	建物に設けた脱金属ナ	トリウム設備によ	V
					固体廃棄物を	と直接洗浄す	「るか、又は、除去用の治	具類(スクレーパー、^	<b>ヽ</b> ラ等)を用いて、	
					属ナトリウム	ふを除去する	る。除去した金属ナトリウ	ムは、脱金属ナトリウム	設備により安定化	Ł
					るものとし、	また、金属	ナトリウムが付着してい	る治具類についても同様	兼に安定化し、貯蔵	載
					の火災の発生	三を防止する	, D ₀			
第	3.3.1表	放射性固体廃棄物の主な	発生源及び推定発生量		第 	53.3.1表	放射性固体廃棄物の主な	発生源及び推定発生量		
発生源	排出量	種類 	貯蔵形式	区分	発生源	排出量	種類 使用溶イオン	貯蔵形式	区分	_
使用済燃料貯蔵設備他	6m ³ /y	使用街4 ス ン 交換樹脂	ステンレス鋼製容器	固体廃棄物A	使用済燃料貯蔵設備他	$6m^3/y$	交換樹脂	ステンレス鋼製容器	固体廃棄物A	
原子炉附属建物他	100m ³ /y	使用済フィルタ	金属製容器 又は金属製保管庫	固体廃棄物A	原子炉附属建物他	100m ³ /y	使用済フィルタ	金属製容器 又は金属製保管庫	固体廃棄物A	
原子炉附属建物他	20m ³ /y	保修作業及び改造工事に伴って発生する	カートンボックス、 ペール缶	固体廃棄物A	原子炉附属建物他	20m ³ /y	保修作業及び改造工事 に伴って発生する	カートンボックス <u>*1</u> 、 ペール缶、ドラム <u>缶、</u>	固体廃棄物A	
	0.04~	維固体廃業物	又はドラム缶等				雑固体廃棄物	金属裂谷器又は金属裂 保管庫		
廃棄物処埋建物 	0.06m ³ /y	廃液固化体 	金属裂谷器	固体廃棄物 B	廃棄物処理建物	$0.04 \sim$	廃液固化体	金属製容器	固体廃棄物B	-
百乙烷四日油粉加		保修作業及び改造工事 に伴って発生する	人民制应明体	田住成素物の		0. 00iii / y	 保修作業及び改造工事			_
原于炉附偶建物他	—	固体廃棄物	金禹聚谷奋寺	固体廃業物 B	原子炉附属建物他	<u>*2</u>	に伴って発生する	金属製容器等 <u>*3</u>	固体廃棄物B	
		(雑固体廃棄物を除く。)					固体廃乗物 (雑固体廃棄物を除く。)			
						いては、金	属製容器又は金属製保管	庫に保管する <u>。</u>		_
					<u>*2:保修作業及び改造</u>	工事の内容	に応じた排出量であり、	国体廃棄物貯蔵設備の能	自力を超えないよう	<u>5</u>
					計画的に排出する。	<u></u> .				
					<u>*3:容</u> 器に収納するこ	とが困難な	大型の機械等については、	放射性廃棄物の漏えい	及び放射性廃棄物	勿
									2 = 1 1 1	
					よる汚染の拡大を防	<u>止する措置</u>	を講じて保管する場合があ	ある。		
					<u>よる汚染の拡大を防</u>	止する措置	を講じて保管する場合が	ある。		

固 る。 ØΒ 燃 設

皆力 퇕物 ころ

5汚 るお り、 <u>金</u> とす 籖中

j に

<u> 物に</u>

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類9(5. 放射線モニタリング)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
5. 放射線モニタリング	5. 放射線モニタリング		
5.1 概要	5.1 概要		
(省略)	(変更なし)		
5.2 主要設備	5.2 主要設備		
5.2.1 屋内管理用の主要な設備の種類	5.2.1 屋内管理用の主要な設備の種類		
(1) 放射線監視設備	(1) 放射線監視設備		
(i) $\sim$ (ii)	(i) ~ (ii)		
(省略)	(変更なし)		
(2) 放射線管理関係設備	(2) 放射線管理関係設備		
放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハ	放射線管理関係設備として、出入管理設備・汚染検査		
ンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット及び更衣室等)及び個人被ばくモニタ	ンドフットモニタ、手洗い、シャワー、皮膚除染キット		
リング設備(個人線量計)を設ける。なお、これらは管理区域出入口付近に設けるものとする。	リング設備 (個人線量計)を設ける。なお、これらは管理		
また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場所の線量率、空気中の放射性物質の濃度	また、定期的及び必要の都度、管理区域内の必要な場		
及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため、サーベイメータ等の可搬型測定器及び	度及び床面等の放射性物質の表面密度を測定するため		
ダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための設備を設ける。これらについても、管理区	びダストサンプル・スミヤ等の試料を測定するための記		
域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等については、 <u>十分な台数を確保する。</u>	区域出入口付近に配置するとともに、サーベイメータ等		
	用、ガンマ線用、中性子線用を設けるものとする。		
5.2.2 屋外管理用の主要な設備の種類	5.2.2 屋外管理用の主要な設備の種類		
原子炉施設には、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、原子	原子炉施設には、通常運転時、運転時の異常な過渡変化		
炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境界付近における放射線	炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺		
量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を得る	量を監視し、及び測定し、並びに設計基準事故時における		
ため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界には、大洗研究所で共用する屋外管理	ため、主排気筒には排気筒モニタを、周辺監視区域境界及		
用モニタリングポストを設けるものとし、 <u>これら</u> の情報は、中央制御室その他当該情報を伝達す	る屋外管理用モニタリングポスト <u>14 基</u> を設けるものとし		
る必要がある場所に表示できるものとする。また、設計基準事故時における迅速な対応のために	のための排気筒モニタ及び屋外管理用モニタリングポスト		
<u>必要な</u> 屋外管理用モニタリングポストについては、無停電電源装置 <u>等</u> より必要な電源を確保 <u>する</u>	情報を伝達する必要がある場所に表示できるものとする。		
<u>とともに、その伝送系は</u> 多様性を確保した設計とする。さらに、大洗研究所で共用する気象観	主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録は、中央制御室		
測設備を設けるものとする。	用モニタリングポストの指示は、中央制御室の専用の表示		
	れらにより、主排気筒の排気筒モニタの指示又は記録及び		
	を中央制御室で確認できる。屋外管理用モニタリングポス		
	迅速な情報伝達のため、大洗研究所緊急時対策所及び環境		
	<u>a.</u>		
	また、設計基準事故時における迅速な対応のため <u>の</u> 屋		
	<u>送系</u> については、 <u>それぞれ有線及び無線を設けることに</u> 」		
	さらに、大洗研究所で共用する気象観測設備を設ける		
	屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発行		

査設備(放射線管理室、汚染検査室、ハ ト及び更衣室等)及び個人被ばくモニタ 理区域出入口付近に設けるものとする。 場所の線量率、空気中の放射性物質の濃 し、サーベイメータ等の可搬型測定器及 設備を設ける。これらについても、管理 等については、<u>アルファ線用、ベータ線</u>

化時及び設計基準事故時において、原子 ]辺監視区域の境界付近における放射線 る迅速な対応のために必要な情報を得る <u>なび中央付近</u>には、大洗研究所で共用す し、<u>設計基準事故時における迅速な対応</u> ト<u>9基</u>の情報は、中央制御室その他当該

室に設置する放射線監視盤に、屋外管理 示器にそれぞれ表示する。運転員は、こ び屋外管理用モニタリングポストの指示 ストの指示は、設計基準事故時における 寛監視棟にも専用の表示器を設け表示す

外管理用モニタリングポスト <u>9 基の伝</u> <u>より</u>多様性を確保した設計とする。 ものとする。

<u>屋外管理用モニタリングポストについては、非常用発電機(可搬型を含む。)及び</u>無停電電源 装置<u>に</u>より必要な電源を確保<u>し、無停電電源装置については、非常用発電機(可搬型を含む。)か</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ら電力が供給されるまでの一定時間(90分)の給電ができるものとする。
	なお、これらの電源が枯渇した場合は、サーベイメータによる測定で代替する。
	また、非常用発電機(可搬型を含む。)は無給油で10時間以上運転可能とし、その燃料は3日
	<u>分を敷地内に保管する。</u>
	非常用発電機の設置場所は各局舎屋外近傍及び環境監視棟建屋内とするとともに、当該非常
	用発電機を使用する事象の発生時における環境条件を考慮した設計とする。
	可搬型非常用発電機については環境監視棟付近の車庫に保管し、当該可搬型非常用発電機を
	使用する事象の発生時に運搬車両を用いて設置場所まで運搬する。
	非常用発電機(可搬型を含む。)から電源を供給する屋外管理用モニタリングポストまでは常
	設又は仮設のケーブルを接続することにより、直接又は分電盤から無停電電源装置の一次側に電
	力を供給し、屋外管理用モニタリングポストを連続稼働できる設計とする。
	非常用発電機を建家内に設置するにあたっては、当該非常用発電機の給気量を考慮した設置
	とし、排気は排気管により屋外に排出する設計とする。
	商用電源が喪失した場合、要員の緊急招集を行い、参集した要員により、屋外管理用モニタリ
	ングポストに設置した無停電電源装置の電源が枯渇する 90 分までに、可搬型非常用発電機の配
	備及び接続も含め、屋外管理用モニタリングポストへの給電ができる設計とする。
5.2.3 遮蔽	5.2.3 遮蔽
(省略)	(変更なし)
5.3 線量率等の測定	5.3 線量率等の測定
原子炉施設の管理区域にあっては、固定モニタ又は <u>携帯モニタ</u> 等により、定期的に、外部放射線	原子炉施設の管理区域にあっては、固定モニタ又は <u>サーベイメータ</u> 等により、定期的に、外部放
に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。周辺監視区域及び	射線に係る線量率、空気中の放射性物質の濃度及び表面密度を測定するものとする。
その周辺区域については、屋外管理用モニタリングポストにより、定期的に、外部放射線に係る線	周辺監視区域及びその周辺区域については、屋外管理用モニタリングポストにより、定期的に、
量率を測定する。また、気象観測設備により、風向及び風速等を測定する。なお、線量率等の測定	外部放射線に係る線量率を測定する。また、気象観測設備により、風向及び風速等を測定する。
の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基づ	なお、線量率等の測定の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する
く原子炉施設保安規定に定める。	法律」の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。
さらに、放射性廃棄物の廃棄に係る管理の観点で、気体廃棄物については、排気モニタ等により、	さらに、放射性廃棄物の廃棄に係る管理の観点で、気体廃棄物については、排気モニタ等により、
排気中の放射性物質の濃度を測定するものとし、放射性物質の放出管理目標値を超えないように運	排気中の放射性物質の濃度を測定するものとし、放射性物質の放出管理目標値を超えないように運
用する。液体廃棄物についても、同様に、必要な措置を講じるものとし、一般排水溝に排出する液	用する。
体廃棄物に含まれる放射性物質について、放出管理目標値を超えないものとする。なお、廃棄物管	液体廃棄物についても、同様に、必要な措置を講じるものとし、一般排水溝に排出する液体廃棄
理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」の第 37 条に基	物に含まれる放射性物質について、放出管理目標値を超えないものとする。
づく原子炉施設保安規定に定める。	なお、廃棄物管理の運用等については、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」
	の第37条に基づく原子炉施設保安規定に定める。
5.4         放射線管理設備等の管理	5.4         放射線管理設備等の管理
	(変更なし) (変更なし)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類9(追補)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(なし)	<ul> <li>(追加)</li> <li><u>V.敷地境界における通常運転時の直接ガンマ線及びスカイシャ</u></li> <li><u>(MK−IV炉心)</u></li> <li>(省略)</li> </ul>

インガンマ線による空間線量率の評価
国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類 10(1. 安全評価に関する基本方針)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1. 安全評価に関する基本方針	1. 安全評価に関する基本方針
1.1 概要	1.1 概要
原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準事故に至ることなく、原子炉施設	原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化時において、設計基準
を通常運転時の状態に移行できるように <u>設計する。</u> また、設計基準事故時において、炉心の著しい	を通常運転時の状態に移行できるように <u>、</u> また、設計基準事故時
損傷が発生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、当該設計基準事故以外の	生するおそれがなく、かつ、炉心を十分に冷却できるとともに、
設計基準事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に放射線障害を及ぼさない	事故に至るおそれがある異常を生じないものとし、周辺の公衆に
設計とする。なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間	<u>て、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」等</u>
中に予想される機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の	<u>もに、「設置許可基準規則」に適合する</u> 設計とする。

なお、運転時の異常な過渡変化は、原子炉の運転中において、原子炉施設の寿命期間中に予想さ れる機器の単一の故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生 すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計基準事故は、 運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、発生した場 合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価する観点から 想定する必要がある事象を対象とする。

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」⁽¹⁾、 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安 全評価に関する審査指針」(3)等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあ っては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象 について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてM Sに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあっては、原 子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象につい て、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統 及び機器の設計の妥当性を確認する。

想定された事象に対処するための安全機能のうち、解析に当たって考慮することができるものは、 MS-1及びMS-2に属するものによる機能とする。解析において影響緩和のために考慮する主 要な安全機能を第1.1表に示す。

また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、原子炉施設から多量の放 射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの(以下「多量の放射性物質等を放出するおそれの ある事故」という。)が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じ たものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事 故より低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び 拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に 復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。「設置許可基準

運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故については、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」(1)、 「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」⁽²⁾、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安 全評価に関する審査指針」(3)等を参考として、代表的事象を選定し、運転時の異常な過渡変化にあ っては、原子炉施設が制御されずに放置されると、炉心に過度の損傷をもたらす可能性のある事象 について、これらの事象が発生した場合における安全保護回路及び原子炉停止系統等の主としてM Sに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する。また、設計基準事故にあっては、原 子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響が大きくなる可能性のある事象につい て、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の主としてMSに属する構築物、系統 及び機器の設計の妥当性を確認する。

頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態に至る事象を対象とする。また、設計

基準事故は、運転時の異常な過渡変化を超える異常な状態であって、発生する頻度はまれであるが、

発生した場合は原子炉施設からの放射性物質の放出の可能性があり、原子炉施設の安全性を評価す

また、原子炉施設は、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、原子炉施設から多量の放 射性物質又は放射線を放出するおそれがあるもの(以下「多量の放射性物質等を放出するおそれの ある事故」という。)が発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じ たものとする。なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事 故より低いが、敷地周辺の公衆に対して過度の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を与えるおそれのある事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び 拡大防止並びに影響緩和のために必要な措置を講じる。

1.2 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る判断基準

る観点から想定する必要がある事象を対象とする。

(1) 運転時の異常な過渡変化

想定された事象が生じた場合、炉心は損傷に至ることなく、かつ、原子炉施設は通常運転に 復帰できる状態で事象が収束される設計であることを確認しなければならない。このことを判

事故に至ることなく、原子炉施設 テにおいて、炉心の著しい損傷が発 当該設計基準事故以外の設計基準 放射線障害を及ぼさないものとし の関係法令の要求を満足するとと

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
断する基準は以下のとおりとする。	<u>規則の解釈」に基づき、</u> このことを判断する基準は以下のとおりとする。
	なお、具体的には、燃料中心最高温度(以下「燃料最高温度」という。)、被覆管最高温度(肉
	厚中心)及び冷却材最高温度が、それらの熱設計基準値を超えないことで、下記(i)~(iii)
	の基準を満足することを確認する。
(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと。	(i) 燃料被覆管は機械的に破損しないこと*1。
(ii)冷却材は沸騰しないこと。	(ii) 冷却材は沸騰しないこと <u>*1</u> 。
(iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること。	(iii) 燃料最高温度が燃料溶融温度を下回ること*1。
	*1: 熱設計基準値
	<u>a. 燃料最高温度は、2,650℃とする。</u>
	b. 被覆管最高温度(肉厚中心)は、840℃とする。
	<u>c.</u> 冷却材最高温度は、910℃とする。
(2)設計基準事故	(2)設計基準事故
想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象	想定された事象が生じた場合、炉心の溶融あるいは著しい損傷のおそれがなく、かつ、事象
の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の	の過程において他の異常状態の原因となるような2次的損傷が生じなく、さらに放射性物質の
放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。このことを判断する基	放散に対する障壁の設計が妥当であることを確認しなければならない。「設置許可基準規則の解
準は以下のとおりとする。なお、「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」	<u>釈」に基づき、</u> このことを判断する基準は以下のとおりとする。
ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に	なお、具体的には、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度が、それらの熱設計
示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」	基準値を超えないことで、下記(i)の基準を満足することを確認する。
は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評	また、「1次冷却材漏えい事故」を除き、燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度
価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方による	<u>が、それらの熱設計基準値を超えないことで、原子炉冷却材バウンダリが健全であり、その外</u>
ものとする。	側に位置する格納容器の機能が阻害されないことで、下記(ii)の基準を満足することを確認
	<u>する。「1次冷却材漏えい事故」においては、格納容器の内圧及び格納容器鋼壁温度が、設計圧</u>
	力及び設計温度を超えないことで、格納容器の健全性が維持されることにより、下記(ii)の
	基準を満足することを確認する。
	<u>下記(iii)の基準において、</u> 「周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない」
	ことの判断については、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」解説に
	示されている「周辺公衆の実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えなければ「リスク」
	は小さいと判断する。なお、これは、発生頻度が極めて小さい事故に対しては、実効線量の評
	価値が上記の値をある程度超えてもその「リスク」は小さいと判断できる。」との考え方による
(i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。	ものとする。
(ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。	(i) 炉心は著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却が可能であること。
(iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。	(ii) 格納容器の漏えい率は、適切な値以下に維持されること。
	(iii) 周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこと。
1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件	
運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあっては、以下に示す解析条件を使用する。	1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る主要な解析条件
	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にあっては、以下に示す解析条件を使用する。
	解析条件は、判断基準に照らして、燃料、被覆管及び冷却材の最高温度の最大値を厳しく評価する
1.3.1 初期定常運転条件	条件を選定する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。また、1次主冷却系の運転温度の初期値 として、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の誤差の最大値を加えた値を用いる こととし、ホットレグ温度を458℃、コールドレグ温度を352℃とする。	<ol> <li>1.3.1 初期定常運転条件 解析では、原子炉出力の初期値を定格出力とする。定格 主循環ポンプ及び2次主循環ポンプが 100%の冷却材流量 却機の主送風機が運転されることで、原子炉入口冷却材温 温度が約 456℃に制御されているものとする。ただし、1 て、解析の結果が厳しくなるよう定格値に定常運転時の割 とし、ホットレグ温度を 458℃、コールドレグ温度を 352℃ 1.2表に示す。 なお、未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き事象の初 格出力の 10⁻⁷%出力での臨界状態、1 次主循環ポンプは 状態とし、コールドレグ温度は 352℃とする。</li> </ol>
1.3.2 原子炉保護系の特性	1.3.2 原子炉保護系の特性
原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス量が、当該プロセス量の原子炉トリ	原子炉保護系により監視している原子炉施設のプロセス
ップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号が発生し、論理回路で原子炉スクラ	ップ設定値を超えた場合、各検出器で原子炉トリップ信号
ム信号が発せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源装置からの電流が遮断される。制御棒	ム信号が発せられて、自動的に制御棒保持電磁石の電源等
保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り離され、自重及びスプリングによる	保持電磁石の電流が遮断されると制御棒は駆動部から切り
加速を受けて炉心に落下する。	加速を受けて炉心に落下する。
また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次主循環ポンプはランバック制御状態に入り、	また、原子炉スクラム信号が発生すると、1次主循環オ
ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去	ポンプの回転数を慣性降下によって低下させて低速運転に
に必要な流量を確保する。ただし、1次主循環ポンプ駆動電源の喪失時には、主循環ポンプ回	に必要な流量を確保する。ただし、1次主循環ポンプ駆動
転数が所定の回転数まで低下すると、1次主冷却系はポニーモータ運転に引き継がれ、原子炉 停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原子炉スクラム信号の発生により、2 次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。	転数が所定の回転数まで低下すると、1次主冷却系はポニ 停止後の崩壊熱除去に必要な流量が確保される。また、原 次主循環ポンプ及び主送風機は停止される。2次主冷却系 機は、自然通風除熱により、最終ヒートシンクである大気
原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考慮して余裕を見込んだものを用いる。 また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御棒保持電磁石励磁断となるまでの時 間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号に対して解析結果が厳しくなるよう に定めた値を使用する。第1. <u>1</u> 表に、解析で用いた原子炉トリップ設定値及び応答時間を示す。	<u> かスクラム信号を受けて自動停止、あるいは自動動作する</u> 原子炉トリップ信号の解析上の設定値は、計測誤差を考 また、プロセス量が解析上の設定値に達した時点から制御 間を原子炉保護系の応答時間とし、各原子炉トリップ信号 に定めた値を使用する。第1.4 <u></u> 表に、解析で用いた原子炉 <u>また、第1.5表に、原子炉保護系(アイソレーション)</u>
1.3.3 原子炉停止系統の特性	1.3.3 原子炉停止系統の特性
(省略)	(変更なし)
1.3.4 反応度係数	1.3.4 反応度係数
解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な余裕を見込んだ値とする。第1.2表	解析で使用する反応度係数は計算精度等に対する適切な
に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉施設におけるドップラ係数、燃料温度	に解析に使用する反応度係数の値の範囲を示す。原子炉が
係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温度係数はいずれも負の値となってい	係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温

格出力は、熱出力を 100MW とし、1次 量で運転されている状態として、主冷 温度が約 350℃に、原子炉出口冷却材 1次主冷却系の運転温度の初期値とし 誤差の最大値を加えた値を用いること 2℃とする。<u>解析における初期条件を第</u>

初期定常運転条件として、原子炉は定 100%の冷却材流量で運転されている

ス量が、当該プロセス量の原子炉トリ 号が発生し、論理回路で原子炉スクラ 装置からの電流が遮断される。制御棒 り離され、自重及びスプリングによる

ポンプはランバック制御状態に入り、 に移行し、原子炉停止後の崩壊熱除去 動電源の喪失時には、主循環ポンプ回 ニーモータ運転に引き継がれ、原子炉 原子炉スクラム信号の発生により、2 三点は、自然循環運転に移行し、主冷却 気に熱を輸送する。参考として、原子 る機器を第1.3表に示す。

考慮して余裕を見込んだものを用いる。 御棒保持電磁石励磁断となるまでの時 号に対して解析結果が厳しくなるよう アトリップ設定値及び応答時間を示す。 )の設定値を示す。

な余裕を見込んだ値とする。第1.<u>6</u>表 施設におけるドップラ係数、燃料温度 温度係数はいずれも負の値となってい

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
る。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、これらの最大値又は最小値を用いる。	る。使用に当たっては、解析結果が厳しくなるように、
なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、燃料温度係数は外乱により燃料温度が	なお、解析に当たってより厳しい結果を得るように、炊
低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子炉容器入口冷却材温度が低下する場合	低下する場合にのみ、また、炉心支持板温度係数は原子
にのみ、その最小値(絶対値が最大の負の値)を使用し、それ以外の場合は零とする。	にのみ、その最小値(絶対値が最大の負の値)を使用し、
1.3.5 崩壞熱	1.3.5 崩壞熱
(省略)	(変更なし)
1.3.6 解析に当たって考慮する事項	1.3.6 解析に当たって考慮する事項
解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動時から定格出力運転時までを考慮し、	解析に当たっては、運転サイクル初期から末期、起動
結果を厳しくする運転条件を選定 <u>して</u> 解析を行う。また、想定された事象に加え、作動を要求	結果を厳しくする運転条件を選定するとともに、原則と
される原子炉トリップあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統及び機器の動作	<u>定できる時点まで</u> 解析を行う。また、想定された事象に
に関しては、機能別に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。さらに、工学的安全施設の	プあるいは工学的安全施設等のMSに属する構築物、系統
作動が要求される場合は、外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。なお、ランバック制御によ	に結果を最も厳しくする単一故障を想定する。
る1次主循環ポンプの低速運転は考えない。また、事象の影響を緩和するために運転員の手動	事象発生後短期間にわたっては動的機器について、ま
操作を考える場合は、適切な時間的余裕を考慮する。	静的機器について、単一故障を考えるものとする。ただ
	つ、発生後も引き続き動作する機器については、故障を
	静的機器については、単一故障を仮定したときにこれ
	<u>きるように設計されている場合、その故障が安全上支障</u>
	場合、又は、その故障の発生確率が十分低い場合におい
	この場合、原子炉の停止機能及び閉じ込め機能を有す
	びアニュラス部排気設備以外の静的機器は多重化してお
	<u>は変わらない。また、アニュラス部排気設備の静的機器</u>
	ない時間内に除去又は修復ができることから、故障を仮知
	系統及び機器の単一故障の仮定は、各事象の説明におい
	さらに、工学的安全施設の作動が要求される場合は、タ
	なお、ランバック制御による1次主循環ポンプの低速運
	和するために運転員の手動操作を考える場合は、適切な
	1.4 解析に用いる計算コード
	を次に示す。
	$(1) MIMIR^{(5)}$
	MIMIRは、原子炉容器、1次主冷却系及び2次主冷
	冷却系の主要な機器。原子炉保護系及び関連するインタ
	計算モデルの主か特徴は 次のとおりである
	<u> </u>
	<u> 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、 、</u>

これらの最大値又は最小値を用いる。 燃料温度係数は外乱により燃料温度が 炉容器入口冷却材温度が低下する場合 、それ以外の場合は零とする。

時から定格出力運転時までを考慮し、 して事象が収束することが合理的に推 加え、作動を要求される原子炉トリッ 統及び機器の動作に関しては、機能別

た、長期間にわたっては動的機器又は し、事象発生前から動作しており、か 仮定しない。

<u>を含む系統が所定の安全機能を達成で</u> のない時間内に除去又は修復ができる ては、故障を仮定しない。

る構築物、系統及び機器の動的機器及 り、単一故障を仮定しても解析の条件 であるダクトは、故障が安全上支障の 定しない。冷却機能を有する構築物、 て示す。

外部電源の喪失の有無を考慮に入れる。 転は考えない。また、事象の影響を緩 時間的余裕を考慮する。

:使用する。使用する計算コードの概要

合却系における伝熱流動解析を行う「常 原子炉容器、1次主冷却系及び2次主 ーロックをモデルに反映している。

には、伝熱管1本で代表させた1チャ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	b. 原子炉容器の上部及び下部プレナムには、有
	する。また、配管部には、輸送遅れモデルを
	<u>c.1次主冷却系及び2次主冷却系の機器・配管</u>
	プ特性、流体慣性等を考慮して運動量保存式
	間変化を計算する。
	(2) Super – $COPD^{(6)}$
	<u>Super-COPDは、日本原子力研究開発機構に</u>
	速炉を対象としたプラント動特性解析コードであり、「
	用した実績を有する炉心過渡解析コード「HARHO-
	用した実績を有するプラント動特性解析コード「COP
	に、構成機器や配管要素等の流動計算及び熱計算、また
	て汎用化が図られたプラント動特性解析コードである。
	なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事
	詳細については、「4.3.2.5 有効性評価に使用する計算
	運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故の解析にお
	用する。
	計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。
	a. 核動特性の計算には、遅発中性子6群の1点
	b. 炉心の熱計算では、ホッテストチャンネルと
	で取り扱う。
	<u>c.</u> 各チャンネルは、半径方向及び軸方向に多分
	<u>ギー保存式を解き、燃料、被覆管及び冷却材</u>
	(3) A S F R E ⁽⁷⁾
	<u>ASFREは、ナトリウム冷却型高速炉の燃料集合体</u>
	相サブチャンネル解析コードである。
	なお、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事i
	計算モデルの主な特徴は、次のとおりである。
	a. 三角配列された燃料要素の間の流路又は燃料
	の流路(サブチャンネル)としてモデル化す
	<u>b. 各サブチャンネル内でワイヤスペーサの形状</u>
	計算するとともに、サブチャンネル間の乱流
	c. 流路閉塞時の計算では、サブチャンネルの一
	<u>とする。</u>

効体積に対する完全混合モデルを使用
<u>使用する。</u>
の圧力損失特性、弁特性、主循環ポン
と質量保存式を解き、冷却材流量の時
て開発を進めてきたナトリウム冷却高
」んじゅ」及び「常陽」の安全審査で使
IN」を、「もんじゅ」の安全審査で使
D」の炉心部の計算に組み込むととも
制御系のモデルをモジュール構造とし
改の解析においても使用することとし <u>、</u>
コード」に記載する。
いては、炉心の核熱安全解析機能を使
気近似動特性モデルを使用する。
平均チャンネルの 2 チャンネルモデル
割した 2 次元円筒モデルとし、エネル
温度の時間変化を計算する。
内の熱流動現象の解析を目的とした単
故の解析においても使用することとし、
コード」に記載する。
要素とラッパ管で囲まれる流路を1つ
<u> 3.</u>
及び流れの方向を考慮して圧力損失を
混合を取り扱うモデルとする。
部を閉塞物又はガスで置換したモデル

変更後

## 変更前(2021.12.2 付補正)

	<u>第1.1表</u> 解	新において影響緩和のために考慮	意する主要な安全機能
分類	機能	構築物、系統又は機器	特記すべき関連系
<u>MS-1</u>	<u>原子炉の緊急停止</u> <u>及び未臨界維持機能</u>	①制御棒         ②制御棒駆動系         1) 駆動機構         2) 上部案内管         3) 下部案内管	①炉心支持構造物         1) 炉心支持板         2) 支持構造物         ②炉心バレル構造物         1) バレル構造体         ③炉心構成要素         1) 炉心燃料集合体         2) 照射燃料集合体         3) 内側反射体         4) 外側反射体 (A)         5) 材料照射用反射体         6) 遮へい集合体         7) 計測線付実験装置         8) 照射用実験装置
	<u>1 次冷却材漏えい量</u> <u>の低減機能</u>	①原子炉容器           1) リークジャケット           ②1次主冷却系、1次補助冷却系及び1           次ナトリウム充填・ドレン系のうち、原           子炉冷却材バウンダリに属する容器・           配管・ポンプ・弁の配管(外側)又はリ           ークジャケット	①関連するプロセス計装(ナトリウム漏えい検 出器)
	<u>原子炉停止後</u> <u>の除熱機能</u>	①1次主冷却系           1)1次主循環ポンプポニーモータ           2)逆止弁           ②2次主冷却系           1)主冷却機(主送風機を除く。)	①原子炉容器           1)本体           ②1次主冷却系、1次補助冷却系及び1次ナト           リウム充填・ドレン系           1)原子炉冷却材バウンダリに属する容器・           配管・ポンプ・弁(ただし、計装等の小           口径のものを除く。)           ③2次主冷却系、2次補助冷却系、2次ナトリ           ウム純化系及び2次ナトリウム充填・ドレン系           1)冷却材バウンダリに属する容器・配管・           ポンプ・弁(ただし、計装等の小口径の           ものを除く。)
	<u>放射性物質</u> の閉じ込め機能	<ul> <li>①格納容器</li> <li>②格納容器バウンダリに属する配管・弁</li> </ul>	
	工学的安全施設 及び原子炉停止系への 作動信号の発生機能	①原子炉保護系(スクラム) ②原子炉保護系(アイソレーション)	<ol> <li>①関連する核計装</li> <li>②関連するプロセス計装</li> </ol>
	<u>安全上特に重要な</u> <u>関連機能</u>	①非常用ディーゼル電源系(MS-1に 関連するもの)           ②交流無停電電源系(MS-1に関連す るもの)           ③直流無停電電源系(MS-1に関連す るもの)	<ol> <li>①関連する補機冷却設備</li> </ol>
<u>MS-2</u>	<u>放射線の遮蔽</u> 及び放出低減機能	①外周コンクリート壁         ②アニュラス部排気系         1)アニュラス部排気系(アニュラス)         部常用排気フィルタを除く。)         ③非常用ガス処理装置         ④主排気筒         ⑤放射線低減効果の大きい遮蔽(安全容)         濫及びコンクリート遮へい体冷却系を 含む。)	
	<u>事故時のプラント状態</u> <u>の把握機能</u>	<u>①事故時監視計器の一部</u>	

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
		<u>第1.2表 初期条件</u>
	<u>項目</u>	
	原子炉出力	<u>100% (100MW)</u>
	1次主冷却系ホットレグ温度	<u>458°C</u>
	1次主冷却系コールドレグ温度	<u>352°C</u>
	1次主冷却系流量	定格流量(100%)
	2次主冷却系流量	定格流量(100%)
	原子炉容器ナトリウム液位	NsL Omm (注1)
	燃料最高温度	熱的制限值 (2,350℃)
	被覆管最高温度	熱的制限值(620℃)
	冷却材最高温度	約600℃(注2)
	<ul><li>(注1) N s L : 原子炉容器通常</li></ul>	- トリウム液位
	<u>第1.3</u> 妻	<u> 長 原子炉トリップ信号発生時の動作</u>
		<u> </u>
	原子炉保護系	原子炉スクラム信号発信
	制御棒駆動機構	制御棒保持電磁石励磁断
	<u>1 次主循環ポンプ</u>	ランバック制御運転(低速運転)
	<u>2次主循環ボンブ</u> <u> </u>	
	工学的安全施設*	作動(隔離弁の閉止及び非常用ガス処理装置への均
		<u></u>
	※原子炉保護糸(アイソレーション	/)に関するものに限る。
る原子炉トリップ設定値及び応答時間	第1. <u>4</u> 表 解析に使用する原子炉トリ	ップ設定値及び応答時間

第1.<u>1</u>表 解析に使用

変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
	第 1.5 表 原子炉保	護系(アイソレーショ
	原子炉保護系(アイソレーション)信号	原子炉保護系(アイ
	格納容器内床上線量率高	
	格納容器内温度高	
	格納容器内圧力高	高
	(注1) プロセス量が原子炉保護系(アイン	<b>'</b> レーション)の設定値
	隔離等の工学的安全施設が動作する。	
第19素 解析に使用する反応度係数	做16末。知论这件田去了厂内库场卷	
$\pi 1.2 \chi$ $\pi \pi \pi \pi \pi \pi \pi \pi$	第Ⅰ. <u>6</u> 表 解析に使用する反応度係数	

ョン)の設定値

_____ 、ソレーション)設定値(注1)

<u>高 1mSv/h</u>

<u>高</u> 60℃

29kPa[gage]

値に達した場合は、短時間で格納容器

変更前(2021.12.2 付補正)	変更	〔後
	第1.7表 異常状態の解析	こ使用する計算
	<u>事象</u>	
	未臨界状態からの 制御棒の異常な引抜き	
	<u>出力運転中の</u> 制御棒の異常な引抜き	
	1次冷却材流量增大	
	1次冷却材流量減少	
	外部電源喪失	
	2次冷却材流量增大	λ
	2次冷却材流量減少	<u>Su</u> p
	主冷却器空気流量の増大	
	主冷却器空気流量の減少	
	燃料スランピング事故	
	1次主循環ポンプ軸固着事故	
	1次冷却材漏えい事故	
	冷却材流路閉塞事故	
	2次主循環ポンプ軸固着事故	
	2次冷却材漏えい事故	<u>N</u> Sup
	主送風機風量瞬時低下事故	
第1.1 図~第1.2 図 (省略)	第1.1図~第1.2図 (変更なし)	



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類 10(2. 運転時の異常な過渡変化)】

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
2. 運転時の異常な過渡変化	2. 運転時の異常な過渡変化
2.1 代表的事象の選定	2.1 代表的事象の選定
(省略)	(変更なし)
2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き	2.2 未臨界状態からの制御棒の異常な引抜き
2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.2.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.2.2 過渡変化の解析	2.2.2 過渡変化の解析
(1)解析条件	(1)解析条件
過渡変化の経過は、計算コードMIMIR ⁽⁵⁾ 及びSuper-COPD <u>(6)</u> により解析する。	過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSup
解析条件を次のように設定する。	条件を次のように設定する。
(i)~異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状態で、原子炉出力は定格出力の 10 ⁻	(i)異常発生時の初期状態として、原子炉は臨界状
7%とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の100%、原子炉容器入口冷却材温度は	とする。また、炉心の冷却材流量は定格値の100%
352℃とする。	とする。
(ii) 最大の反応度価値を持つ制御棒 1 本が最大速度で引き抜かれるものとし、それによ	(ii) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速
る反応度添加率は5¢/sとする。	し、それによる反応度添加率は5¢/sとする。
(iii) 燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ熱伝達率は、0.30W/cm ² ℃とする。	(iii) 燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ熱伝達
(iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温	(iv) 原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップ
度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ−1.1×10 ⁻	度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を
³ Tdk/dT、-5.7×10 ⁻⁶ △k/k/℃、-0.76×10 ⁻⁶ △k/k/℃とする。また、燃料温度係数及	3 Tdk/dT、 $-5.7 \times 10^{-6} \triangle k/k/^{\circ}$ C、 $-0.76 \times 10^{-6} \triangle k/k/^{\circ}$ C、 $-0.76 \times 10^{-6} \triangle k/k/^{\circ}$
び炉心支持板温度係数は零とする。	び炉心支持板温度係数は零とする。
(v)原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設	(v)原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)
定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。なお、起動領域、中間領域におけ	定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とす
る「炉周期短」及び起動領域、中間領域における「中性子束高」信号による自動停止	る「炉周期短」及び起動領域、中間領域におけ
は無視することとする。	は無視することとする。
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.1
異常発生後、約 19 秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達し <u>て原子炉ス</u>	異常発生後、約 19 秒で原子炉出力は「中性子束高(出
<u>クラム信号が発せられる。本信号に基づき、</u> 原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプ	<u>に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられ</u>
の主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約 234%である。ポンプの回転数が	励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離される
<u>所定の値</u> まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その	<u>に制御棒が落下し、</u> 原子炉は自動停止するとともに1次
結果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	この場合の最大出力は定格出力の約 234%である。ポンフ
	<u>る値</u> まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる
	炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱降
この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度(以下「燃料最高温度」という。)、被覆管肉	この過渡変化における炉心の燃料中心最高温度(以下
厚中心最高温度(以下「被覆管最高温度」という。)及び冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、	厚中心最高温度(以下「被覆管最高温度」という。)及び冷
約 470℃及び約 470℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはない。	約 470℃及び約 470℃であり、いずれもそれらの熱設計畫

per-COPDにより解析する。解析

界状態で、原子炉出力は定格出力の 10⁻⁷% 00%、原子炉容器入口冷却材温度は 352℃

:速度<u>(13cm/min)</u>で引き抜かれるものと

達率は、0.30W/cm²℃とする。 プラ係数、冷却材温度係数及び構造材温 )を用いることとし、それぞれ-1.1×10⁻ ⁶△k/k/℃とする。また、燃料温度係数及

域)」によるものとし、原子炉トリップ設 とする。なお、起動領域、中間領域におけ 5ける「中性子束高」信号による自動停止

.1 図に示す。

(出力領域)」の設定値に達し、第1.4表 かれる。本信号により、制御棒保持電磁石 ふるまでの時間(解析では0.2秒)経過後 次主循環ポンプの主電動機は停止する。 ノプの回転数が<u>定格流量の約8%に相当す</u> よる低速運転に引き継がれる。その結果、 熱除去運転に移行する。

【下「燃料最高温度」という。)、被覆管肉 バ冷却材最高温度は、それぞれ約1,270℃、 計基準値を超えることはない。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2.2.3 結論	2.2.3 結論
(省略)	(変更なし)
2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き	2.3 出力運転中の制御棒の異常な引抜き
2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.3.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.3.2 過渡変化の解析	2.3.2 過渡変化の解析
(1) 解析条件	(1) 解析条件
過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析	過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSu
条件を次のように設定する。	条件を次のように設定する。
(i)異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る す 西 わ 細 振 条 供 し で ば ざ た 知 期 字 常 軍 転 条 供 し ナ ス	(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の
	主要な時初衆件」で迎くた初期た吊連転衆件
(1) 取入の反応度価値を持つ前仰俸 1 本が取入速度で引き抜かれるものとし、それによ	(1) 取入の反応度価値を行う前仰棒 1 本が取入 し それによる反応度活加率は 5 ¢ / s とする
る反応反称加平なる $(iii)$ 原子恒の到達出力が最大とたる上う。ドップラ係数。冷却材泪度係数及び構造材泪	<ul> <li>(iii) 百子恒の利達出力が基本となるよう</li> </ul>
(血) 床」 がの到達山力が取べてなるよう、 ドランク 床薮、 市政将 温度 床薮及 0 構造 村 温 産 (細) た 目 た 信 ( 細) 値 が 最小の 自の 値 ) を 田 いろことと し それ ぞれ – 1 1×10-	(血) 床1 たの到廷山刀が取入てなるよう、ドク
及床気として取入値(紀入値/心取力の)気の値)を用いることとし、これしている 3 Tdk/dT -5 7×10 ⁻⁶ $\wedge k/k/^{\circ}$ -0 76×10 ⁻⁶ $\wedge k/k/^{\circ}$ とすろ また 燃料温度係数及	$\frac{3}{4}$ $\frac{1}{2}$ $\frac{3}{4}$ $\frac{1}{2}$ $\frac{1}$
14版/41、 0.1×10 二版/版/ 0.10×10 二版/版/ 0.2 5.3。また、旅行通及所须及	
(w)原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設	(iv)原子炉の自動停止は「中性子東高(出力領域
定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。	定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.2図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.
異常発生後、約1.2秒で原子炉出力は「中性子束高(出力領域)」の設定値に達して原子炉ス	異常発生後、約1.2秒で原子炉出力は「中性子束高
	に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せら;
	励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離され
<u>定の値</u> まで低下した時点で、2 ループのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結	<u>に制御棒が落下し、</u> 原子炉は自動停止するとともに1
果、炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	この場合の最大出力は定格出力の約 110%である。ポン
	<u>る値</u> まで低下した時点で、2 ループのポニーモータに 」
	炉心流量は定格値の約8%が確保され、原子炉は崩壊熱
この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞ	この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管:
れ約 2,390℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはな	れ約 2,390℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれも
$\mathcal{V}_{\circ}$	لاب _o
2.3.3 結論	2.3.3 結論
(省略)	(変更なし)

per-COPDにより解析する。解析

異常な過渡変化及び設計基準事故に係る とする。

速度<u>(13cm/min)</u>で引き抜かれるものと

プラ係数、冷却材温度係数及び構造材温 )を用いることとし、それぞれ-1.1×10⁻ ☆k/k/℃とする。また、燃料温度係数及

或)」によるものとし、原子炉トリップ設 とする。

2 図に示す。

(出力領域)」の設定値に達し<u>、第1.4表</u> <u>れる。本信号により、制御棒保持電磁石</u> <u>るまでの時間(解析では0.2秒)経過後</u> 次主循環ポンプの主電動機は停止する。 、プの回転数が<u>定格流量の約8%に相当す</u> よる低速運転に引き継がれる。その結果、 熟除去運転に移行する。

最高温度及び冷却材最高温度は、それぞ それらの熱設計基準値を超えることはな

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2.4 1 次冷却材流量増大	2.4 1 次冷却材流量増大
(省略)	(変更なし)
2.5 1 次冷却材流量減少	2.5 1 次冷却材流量減少
2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.5.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.5.2 過渡変化の解析	2.5.2 過渡変化の解析
(1) 解析条件	(1) 解析条件
(省略)	(変更なし)
(2)解析結果	(2) 解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.4 図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.
1 ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時に他の1 ループの1次主循環ポンプの	1 ループの1次主循環ポンプの主電動機の停止と同時
主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の	主電動機も停止する。両ループの冷却材流量は減少し、
設定値に達し <u>て原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基づき</u> 原子炉は自動停止する。1次	設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子
主循環ポンプの回転数が <u>所定の値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低	より、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が
速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運	析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自
転に移行する。	が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、
	運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5
	に移行する。
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 700℃及び	この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷:
約 690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超え	約 690℃であり、熱設計基準値を超えることはない。ま
tav.	たい。
2.5.3 結論	2.5.3 結論
(省略)	(変更なし)
2.6 外部電源喪失	2.6 外部電源喪失
2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.6.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.6.2 過渡変化の解析	2.6.2 過渡変化の解析
(1) 解析条件	(1) 解析条件
(省略)	(変更なし)
(2) 解析結果	(2) 解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.5図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.
電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動	電源喪失が発生すると、1次主循環ポンプの主電動
力源が喪失し、約 1.2 秒後に「電源喪失」信号により原子炉スクラム信号が発せられ <u>、本信号</u>	力源が喪失し、約1.2秒後に「電源喪失」信号により
<u>に基づき</u> 原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が <u>所定の値</u> まで低下した時点で、	<u>号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制</u>

4 図に示す。 時に他の1ループの1次主循環ポンプの 約2.6秒後に「1次冷却材流量低」の 炉スクラム信号が発せられる。本信号に ^{「駆動部から切り離されるまでの時間 (解} 動停止する。1次主循環ポンプの回転数 1ループのみのポニーモータによる低速 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転 却材最高温度は、それぞれ約 700℃及び た、炉心の燃料最高温度は初期値を超え 5図に示す。 機、2次主循環ポンプ、主送風機等の動 原子炉スクラム信号が発せられ<u>る。本信</u> 御棒が駆動部から切り離されるまでの時

	変更後
1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止する。1次主循環ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃及び 約 640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超え ない。	この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃及び 約 640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超え ない。
2.6.3 結論	2.6.3 結論
(省略)	(変更なし)
2.7 2次冷却材流量増大	2.7 2次冷却材流量増大
(省略)	(変更なし)
2.8 2次冷却材流量減少	2.8 2次冷却材流量減少
2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.8.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.8.2 過渡変化の解析	2.8.2 過渡変化の解析
(1)解析条件	(1) 解析条件
(省略)	(変更なし)
(2)解析結果	(2) 解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.7図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.7図に示す。
1 ループの2次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約 1.9 秒後	1 ループの2次主循環ポンプが停止すると、当該ループの冷却材流量は減少し、約1.9 秒後
に「2次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき	[ に「2次冷却材流量低」の設定値に達し <u>、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信</u>
原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ボンプの回転数が	号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から
<u>所定の値</u> まで低トした時点で1ルーブのみのボニーモータによる低速運転に引き継がれる。そ	切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は目動停止する
の結果、炉心流重は足格値の5%か確保され、原于炉は朋選熱际去連転に移行する。	とともに、1次王循環ホングの王竜動機は停止する。ホングの回転数が <u>定格流量の約 5%に作 当する値</u> まで低下した時点で1ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及ひ	この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び
約 610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超え	約 610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超え
ない。	ない。
	2.8.3 結論
2.8.3 結論	

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2.9 主冷却器空気流量の増大	2.9 主冷却器空気流量の増大
2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.9.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.9.2 過渡変化の解析	2.9.2 過渡変化の解析
(1)解析条件	(1)解析条件
(省略)	(変更なし)
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.8図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2
1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、当該ループの主中間熱交換器の2次側入	1 ループの主冷却器空気流量が異常に増大すると、
口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大となり、原子炉容器入口冷却材温度が低	口冷却材温度が低下し、主中間熱交換器の除熱が過大
下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。異常発生後、約80秒で原子炉出力は「中	下して正の反応度が付加され、原子炉出力が上昇する。
性子束高(出力領域)」の設定値に達し <u>て原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき</u> 原	性子束高(出力領域)」の設定値に達し、第1.4表に示
子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が <u>所</u>	が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁
<u>定の値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。そ	り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制
の結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	ともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ホ
	<u>する値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモ
	の結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉
この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞ	この過渡変化における炉心の燃料最高温度、被覆管
れ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれもそれらの熱設計基準値を超えることはな	れ約 2,440℃、約 630℃及び約 620℃であり、いずれも
$V_{\circ}$	لا ^ب ر ،
2.9.3 結論	2.9.3 結論
(省略)	(変更なし)
<ol> <li>2.10 主冷却器空気流量の減少</li> </ol>	<ol> <li>2.10 主冷却器空気流量の減少</li> </ol>
2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策	2.10.1 過渡変化の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
2.10.2 過渡変化の解析	2.10.2 過渡変化の解析
(1)解析条件	(1)解析条件
過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析	過渡変化の経過は、計算コードMIMIR及びSu
条件を次のように設定する。	条件を次のように設定する。
(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る	(i) 異常発生時の初期状態は、「1.3 運転時の
主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。	主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件
(ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ループの他の1台の主送風機も同時に停止	(ii) 主送風機1台が停止するとともに、当該ル
し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に自然通風レベルまで減少するものとする。	し、当該ループの主冷却器空気流量が瞬時に のとする。
(iii)原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、燃料温度係数として最小値(絶	(iii)原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップ
対値が最大の負の値)を用いることとし、それぞれ-3.5×10 ⁻³ Tdk/dT、-4.5×10 ⁻⁶ △	対値が最大の負の値)を用いることとし、そ

.8図に示す。 当該ループの主中間熱交換器の2次側入 ことなり、原子炉容器入口冷却材温度が低 ,異常発生後、約80秒で原子炉出力は「中 、す応答時間経過後に原子炉スクラム信号 国家になってから、制御棒が駆動部から切 <u>制御棒が落下し、</u>原子炉は自動停止すると ペンプの回転数が<u>定格流量の約 5%に相当</u> ータによる低速運転に引き継がれる。そ は崩壊熱除去運転に移行する。 最高温度及び冷却材最高温度は、それぞ っそれらの熱設計基準値を超えることはな per-COPDにより解析する。解析 )異常な過渡変化及び設計基準事故に係る =とする。 ~ープの他の1台の主送風機も同時に停止 ニ自然通風レベル<u>(約 3%)</u>まで減少するも プラ係数、燃料温度係数として最小値(絶  $わぞれ-3.5 \times 10^{-3}$ Tdk/dT、 $-4.5 \times 10^{-6}$ △

k/k/℃とする。また、冷却材温度係数、構造材温度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ-5.7×10 ⁻⁶ △k/k/℃、-0.76×10 ⁻⁶ △k/k/℃と する。また、炉心支持板温度係数は零とする。	k/k/℃とする。また、冷却材温度係数、構造材温度の負の値)を用いることとし、それぞれ-5.7×10 ⁻
の負の値)を用いることとし、それぞれ−5.7×10 ⁻⁶ △k/k/℃、−0.76×10 ⁻⁶ △k/k/℃と する。また、炉心支持板温度係数は零とする。	の負の値)を用いることとし、それぞれ−5.7×10 ⁻
する。また、炉心支持板温度係数は零とする。	
	する。また、炉心支持板温度係数は零とする。
(iv) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ	(iv)原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」
設定値は 373℃、応答時間は 0.4 秒とする。	設定値は 373℃、応答時間は 0.4 秒とする。
(v)単一故障として、1 ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運	(v)単一故障として、1 ループにおける1次主循環
転への引継ぎ失敗を仮定する。	転への引継ぎ失敗を仮定する。
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.9図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第2.9図に
1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少すると、当該ループの主中間熱交換	1 ループの主冷却器空気流量が自然通風レベルまで減少な
器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱量が低下する。その結果、原子炉	器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器の除熱
容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子	容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入口冷却
<u> 炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき</u> 原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポ	表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる
ンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が <u>所定の値</u> まで低下した時点で、1 ループのみの	石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離されるこ
ポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、	<u>後に制御棒が落下し、</u> 原子炉は自動停止するとともに、14
原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	る。ポンプの回転数が <u>定格流量の約5%に相当する値</u> まで低
	ーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流
	炉は崩壊熱除去運転に移行する。
この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び	この過渡変化における炉心の被覆管最高温度及び冷却材量
約 620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超え	約 620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、り
ない。	ない。
0.3 結論	2.10.3 結論
(省略)	(変更なし)

「温度係数として最大値(絶対値が最小 10⁻⁶△k/k/℃、-0.76×10⁻⁶△k/k/℃と

「高」によるものとし、原子炉トリップ

環ポンプのポニーモータによる低速運

図に示す。

シすると、当該ループの主中間熱交換 除熱量が低下する。その結果、原子炉 冷却材温度高」の設定値に達し、第1.4 れる。本信号により、制御棒保持電磁 るまでの時間(解析では0.2秒)経過 1次主循環ポンプの主電動機は停止す で低下した時点で、1ループのみのポニ 心流量は定格値の5%が確保され、原子

日材最高温度は、それぞれ約 630℃及び こ、炉心の燃料最高温度は初期値を超え



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
変更前 (2021.12.2 付補正)	
第2.2 図~第2.9 図 (省略)	時 間 <u>第2.1図 未臨界状態からの制御棒の異常</u> 第2.2図~第2.9図 (変更なし)



国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類 10 (3. 設計基準事故)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3. 設計基準事故	3. 設計基準事故
3.1 代表的事象の選定	3.1 代表的事象の選定
設計基準事故にあっては、原子炉施設から放出される放射性物質による敷地周辺への影響	が大き 設計基準事故にあっては、原子炉施設から放出される放射
くなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した場合における工学的安全施設等の	の主とくなる可能性のある事象について、これらの事象が発生した
してMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確認する見地から、代表的な事象	を選定してMSに属する構築物、系統及び機器の設計の妥当性を確
する。事象の選定結果を以下に示す。	する。事象の選定結果を以下に示す。
	(1) 炉心内の反応度の増大に至る事故
	<u>(i) 燃料スランピング事故</u>
(1) 炉心冷却能力の低下に至る事故	(2) 炉心冷却能力の低下に至る事故
(i) 1 次主循環ポンプ軸固着事故	(i) 1次主循環ポンプ軸固着事故
(ii) 1 次冷却材漏えい事故	(ii) 1 次冷却材漏えい事故
(ⅲ)冷却材流路閉塞事故	(ⅲ)冷却材流路閉塞事故
(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故	(iv) 2次主循環ポンプ軸固着事故
<ul><li>(v) 2次冷却材漏えい事故</li></ul>	<ul><li>(v) 2次冷却材漏えい事故</li></ul>
(vi) 主送風機風量瞬時低下事故	(vi)主送風機風量瞬時低下事故
( <u>2</u> ) 燃料取扱いに伴う事故	( <u>3</u> )燃料取扱いに伴う事故
(i)燃料取替取扱事故	(i)燃料取替取扱事故
(3) 廃棄物処理設備に関する事故	(4) 廃棄物処理設備に関する事故
(i) 気体廃棄物処理設備破損事故	(i) 気体廃棄物処理設備破損事故
( <u>4</u> ) ナトリウムの化学変化	( <u>5</u> )ナトリウムの化学変化
<ul><li>(i) 1 次冷却材漏えい事故</li></ul>	(i) 1 次冷却材漏えい事故
( <u>5</u> ) 原子炉カバーガス系に関する事故	( <u>6</u> ) 原子炉カバーガス系に関する事故
(i) 1 次アルゴンガス漏えい事故	(i) 1次アルゴンガス漏えい事故
3.2 被ばく評価の方法	3.2 被ばく評価の方法
(省略)	(変更なし)
第3.1 表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用するパラメータ等	第3.1表 よう素の吸入摂取による実効線量の評価に使用する
	<u>3.3 燃料スランピング事故</u>
	<u>3.3.1</u> 事故の原因及び防止対策
	(1) 事故の原因及び説明
	この事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの熱的
	燃料被覆管内で下方に密に詰まり、炉心に異常な正の反
	この場合、原子炉出力及び炉心各部の温度が上昇す
	炉保護系の動作により自動停止するとともに崩壊熱除
	止する。
	(2)防止及び抑制対策
	この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生し

性物質による敷地周辺への影響が大き 場合における工学的安全施設等の主と 認する見地から、代表的な事象を選定

パラメータ等^{(2), (8)}

」あるいは機械的原因で燃料ペレットが 反応度が付加される事象として考える。 こるが、必要な場合には、原子炉は原子 読去運転に移行し、この事故は安全に終

た場合にも、その影響を限定するとと

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	もにその波及を制限するために、次のような対策を講じる。
	(i) 燃料製造時には、燃料焼結、成形に十分な注意を払う。また、燃料要素の製作及び
	検査を厳格にする。
	(ii) 燃料集合体の運搬及び取扱い時には十分な注意を払い、燃料集合体に損傷を与えな
	いようにする。
	(iii) 燃料集合体及び内側反射体においては、それぞれの出口に熱電対を備えて出口温度
	を常時監視し、異常が生じれば中央制御室に警報を発して運転員の注意を喚起する。
	(iv)原子炉出力が異常に上昇すると、「中性子束高(出力領域)」又は「原子炉出口冷却
	材温度高」の警報が中央制御室に発せられ、更に原子炉出力が上昇する場合は、これ
	らの原子炉トリップ信号により原子炉は自動停止する。
	<u>3.3.2 事故経過の解析</u>
	(1)解析条件
	事故の経過は、計算コードMIMIR及びSuper-COPDにより解析する。解析条
	件を次のように設定する。
	(i)事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る
	主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。
	(ii) スランピング現象は、最大の反応度価値を持つ1体の燃料集合体内の全燃料要素で
	同時に発生するものとする。スランピングにより燃料は燃料被覆管内で下方に密に詰
	まり、理論密度の100%となる。その結果、20¢の正の反応度がステップ状に付加され
	<u>るものとする。</u>
	(iii)原子炉の到達出力が最大となるよう、ドップラ係数、冷却材温度係数及び構造材温
	度係数として最大値(絶対値が最小の負の値)を用いることとし、それぞれ-1.1×10 ⁻
	$\frac{{}^{3}\text{T}dk/dT}{\sqrt{-5.7 \times 10^{-6} \Delta k/k/C}}$ 、 $-0.76 \times 10^{-6} \Delta k/k/C$ とする。また、燃料温度係数及
	び炉心支持板温度係数は零とする。
	(iv)原子炉の自動停止は「中性子束高(出力領域)」によるものとし、原子炉トリップ設
	<u>定値は定格出力の107%、応答時間は0.2秒とする。</u>
	(v)単一故障として、1 ループにおける1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運
	転への引継ぎ失敗を仮定する。
	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.1図に示す。
	スランピングにより正の反応度が付加されると原子炉出力は急激に上昇し、「中性子束高
	(出力領域)」の設定値に達し、第1.4表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せ
	られる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離
	されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとと
	もに、1次主循環ボンブの主電動機は停止する。この場合の最大出力は定格出力の約127%で
	ある。ホンブの回転数が定格流量の約5%に相当する値まで低下した時点で、1ループのみの
	ホニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保さ
	れ、原子炉は崩壊熱除去連転に移行する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	この事故における炉心の燃料最高温度、被覆管最高額
	<u>約 2,410℃、約 640℃及び約 630℃であり、いずれもそ</u> え
	<u>kr</u>
	<u>3.3.3 結論</u>
	この事故において、「中性子束高(出力領域)」信号によ
	被覆管及び冷却材の各温度は過度に上昇することはないの
	$\frac{t_{2}}{t_{2}}$
3.3 1次主循環ポンプ軸固着事故	3. <u>4</u> 1次主循環ポンプ軸固着事故
3. <u>3</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>4</u> .1 事故の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
3. <u>3</u> .2 事故経過の解析	3. <u>4</u> .2 事故経過の解析
(1)解析条件	(1)解析条件
(省略)	(変更なし)
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3. <u>1</u> 図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3. <u>2</u> 日
1 次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約	1次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ルー
0.1 秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し <u>て原子炉スクラム信号が発せられ、本信号に基</u>	0.1 秒後に「1次冷却材流量低」の設定値に達し <u>、第1.4</u>
<u>づき</u> 原子炉は自動停止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が <u>所定の値</u> まで低下した	<u>ラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁</u> ス
時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定	部から切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過行
格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	止する。健全ループの1次主循環ポンプの回転数が定格?
	た時点で、1ループのみのポニーモータによる低速運転に
	定格値の約4%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移
この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 730℃及び約	この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最
720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな	720℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、
3. <u>3</u> .3 結論	3. <u>4</u> .3 結論
(省略)	<ul><li>(変更なし)</li></ul>
3. <u>4</u> 1 次冷却材漏えい事故	3. <u>5</u> 1 次冷却材漏えい事故
3. <u>4</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>5</u> .1 事故の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
3. <u>4</u> .2 炉心冷却能力の解析	3. <u>5</u> .2 炉心冷却能力の解析
(1)解析条件	(1)解析条件
(省略)	(変更なし)

温度及び冷却材最高温度は、それぞれ れらの熱設計基準値を超えることはな より原子炉は自動停止し、炉心の燃料、 ので、炉心冷却能力が失われることは 図に示す。 ープの冷却材流量は急速に減少し、約 表に示す応答時間経過後に原子炉スク 石励磁断となってから、制御棒が駆動 後に制御棒が落下し、原子炉は自動停 流量の約4%に相当する値まで低下し こ引き継がれる。その結果、炉心流量は 多行する。 最高温度は、それぞれ約 730℃及び約 炉心の燃料最高温度は初期値を超えな

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(2) 解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.2 図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3. <u>3</u> B
1次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムの漏えいに伴って原子炉容器のナトリウ	1次主冷却系の配管の破損が生じると、ナトリウムのネ
ム液位が低下し、約27秒後に「炉内ナトリウム液面低」の設定値に達し <u>て原子炉スクラム信号</u>	ム液位が低下し、約 27 秒後に「炉内ナトリウム液面低」。
<u>が発せられる。本信号に基づき、</u> 原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプの主電動機	<u>時間経過後に原子炉スクラム信号が発せられる。本信号</u>
は停止する。ポンプの回転数が <u>所定の値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータに	<u>ってから、制御棒が駆動部から切り離されるまでの時間</u>
よる低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、1次主冷却系の循環に支障を来	<u>落下し、</u> 原子炉は自動停止するとともに1次主循環ポンプ
す液位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することなく終息する。その結果、炉心流量	転数が <u>定格流量の約5%に相当する値</u> まで低下した時点で
は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	低速運転に引き継がれる。また、ナトリウムの漏えいは、
	位まで原子炉容器等のナトリウム液位が低下することな。
	格値の 5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行す
この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 650℃及び約	この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最
640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな	640℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、り
¢∿₀	$\mathcal{V}_{\circ}$
3. <u>4</u> .3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析	3. <u>5</u> .3 漏えいナトリウムによる熱的影響の解析
(1)解析条件	(1) 解析条件
次のような仮定のもとに漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納容器内の温度、	原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気に保ち、
圧力等の時間的変化を求める。	
	ければ、格納容器(床下)を空気雰囲気に置換しないもの
	これらの対策により、二重壁外でのナトリウムの空気
	では、大気中に放出される核分裂生成物の量を保守的に言
	に漏えいナトリウムによる熱的影響の解析を行い、格納
	求める。
(i)二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原子炉停止後、保守のため格納容器(床	(i)二重壁内に保持された漏えいナトリウムが、原
下)を空気雰囲気に置換した状態で二重壁外に漏えいし、プール状に溜るものとする。	下)を空気雰囲気に置換した状態で一重壁外に源
たち、プールの面積け $200m^2$ とする	かお プールの面積け $200m^2$ とする
	<ul> <li>(ii) ナトリウムと空気との反応速度け格納容器内(</li> </ul>
en x faller 比例するものとする なお ナトリウム燃焼漆の初期値は 5.1h / ft2·h(約)	(m) アープノンモニスにの反応を及ばは構成者の「 産の平方根に比例するものとする かお ナトリ
$\mathcal{Z}^{(0)}$	$\mathcal{D}^{(0)}$ $\mathcal{D}^{(2)}$ $D$
24  Kg/ III $11/C$ y る。 (III) 枚 如 宏 昭 内 の 委 田 与 乃 び 様 準 材 の 泪 府 の 初 期 値 け 200 K ト オ ス	24kg/III/II/とする。 (III) 故如宏昭内の方為体積け 19 600m ³ 東田気及
(血) 俗利谷益内の分囲 私及 の 再迫的 の 温度の 初期 直は 300K と りる。	(血) 俗称谷品的90 <u>有幼体植は 16,000皿、</u> 分囲风及 て
(…) 乗田与から 構造け。の仁劫は白鉄対法にとて劫に法及び劫起目を考えてまのした?	る。 (:) 乗用点ふと 株次社 ~ のに劫けら外社法に トマガ
(IV)分田 $X$ //10) 伊垣村、00 仏恐は日ぶ対仇による恋仏建及ひ恋輪射を考えるものとりる。 ( ) 枚加索盟中の電岡信は理想信件の注則認済田本まできのまで。	
(V) 格納谷岙内の芬囲丸は理想丸体の法則が適用できるものする。	(V) 格納谷 希内の 芬田 気は 理想 気体の 法則 か 適用 う
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第3.3図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を、第3.4
格納容器内の圧力上昇は約 0.5kg/cm ² [gage](約 49kPa[gage])であり、設計圧力を超えな	格納容器内の圧力上昇は約 0.5kg/cm ² [gage]( <u>約 0.04</u>

図に示す。

>漏えいに伴って原子炉容器のナトリウの設定値に達し、第1.4表に示す応答いまし、第1.4表に示す応答いまし、制御棒保持電磁石励磁断とない。
(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒がでの主電動機は停止する。ポンプの回で、1 ループのみのポニーモータによる、1 次主冷却系の循環に支障を来す液とく終息する。その結果、炉心流量は定する。

最高温度は、それぞれ約 650℃及び約 炉心の燃料最高温度は初期値を超えな

、<u>万一、二重壁外へナトリウムが漏え</u> への漏えいが検出された場合、ナトリ いは、ナトリウムをドレンした後でな のとする。

<u>、雰囲気での燃焼は防止されるが、ここ</u> 計算するため、次のような仮定のもと 容器内の温度、圧力等の時間的変化を

原子炉停止後、保守のため格納容器(床 漏えいし、プール状に溜るものとする。

の酸素濃度に比例し、雰囲気の絶対温
 ウム燃焼率の初期値は51b/ft²・h(約)

び構造材の温度の初期値は 300K とす

熱伝達及び熱輻射を考えるものとする。 できるものする。

<u>4</u>図に示す。

<u>49MPa[gage]</u>) であり、設計圧力を超え

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
い。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度については約 180℃、鋼壁温度については約	ない。また、格納容器内の最高温度は、雰囲気温度につい
110℃、コンクリート壁内側温度については約 90℃であり、設計温度を超えない。したがって、	110℃、コンクリート壁内側温度については約 90℃であり
格納容器の健全性は保たれる。	格納容器の健全性は保たれ、格納容器の漏えい率は、適
3. <u>4</u> .4 被ばく評価	3. <u>5</u> .4 被ばく評価
(1)評価条件	(1)評価条件
上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、配管・機器の二重壁内及び二重壁外へ	上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、
のナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいが、漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の	のナトリウムの漏えいはきわめて考えにくいが、漏えい
放出を想定し、以下の条件により評価する。	放出を想定し、以下の条件により評価する。 <u>なお、核分</u>
	<u> 示す。</u>
$(i) \sim (viii)$	$(i) \sim (vii)$
(省略)	(変更なし)
(2)評価結果	(2)評価結果
(省略)	(変更なし)
3. <u>4</u> . 5 結論	3. <u>5</u> .5 結論
(省略)	(変更なし)
3.5 冷却材流路閉塞事故	3.6 冷却材流路閉塞事故
3. <u>5</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>6</u> .1 事故の原因及び防止対策
(1) 事故の原因及び説明	(1)事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2)防止及び抑制対策	(2)防止及び抑制対策
この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するととも	この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した
にその波及を制限するために、次のような対策を講じる。	にその波及を制限するために、次のような対策を講じる。
(i)原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、	(i)原子炉容器内部構造物の設計、製作等は、関連
品質管理や工程管理を十分に行う。	品質管理や工程管理を十分に行う。
(ii)原子炉容器内部構造物には、高温強度とナトリウム環境効果に対する適合性が良好	(ii) 原子炉容器内部構造物には、高温強度とナト
なステンレス鋼を使用する。	なステンレス鋼を使用する。
(iii)原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、1 次冷却材の純度を適切に管理する。	(iii)原子炉容器内部構造物の腐食を防止するため、 また、1次主循環ポンプは、1次冷却材への潤
(iv) 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって、冷却材流量	(iv)燃料集合体のエントランスノズルには、炉心
を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に閉塞されな	を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、
いものとする。	いものとする。
(v)燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのスパイラルワイヤを巻い	( v)燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保
た状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時に閉塞されないものとする。	状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1 ものとする。
、 $0 > 0 > 0$ 。 (yi) 以上のような防止対策にもかかわらず冷却材流路閉塞が万一生じた場合に備う 隹	(vi)以上のようか防止対策にもかかわらず冷却材
合休出口冷却材温度を監視して冷却材流路の関軍を早期に給出し、由本制御室に数却	合休出口冷却材温度を監想して冷却状態吸の問

いては約 180℃、鋼壁温度については約 り、設計温度を超えない。したがって、
切な値以下に維持される。
<b>一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一一</b>
に伴う故如穷哭肉への枝分刻生成物の
<u> </u>
場合にも、その影響を限定するととも
o
連する規格、基準に準拠するとともに、
リウム環境効果に対する適合性が良好
、1 次冷却材の純度を適切に管理する。
滑油の混入を防止する設計とする。
支持板の構造と相まって、冷却材流量
1次冷却材の流路が同時に閉塞された
エ ハロコントロ へんに回 いっしゅん (こ) (加速 C 4 0,9
持するためのロイヤフペーサな米いた
対サのにのの <u>ワイヤムハーサ</u> を存いた ななりまた。
(水市却材の流路か回時に闭塞されない)
流路閉塞がカー生じた場合に備え、集
基を早期に検出し、中央制御室に警報

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
を発する。これらの警報により、運転員は手動で原子炉を停止することができる。	を発する。これらの警報により、運転員は手動で
(VI) とりに、仮に燃料要求の恢復音が破損した物日に備え、燃料破損使田米を設置して 異党を見期に検出し 由車制御室に整報を発する これらの整報に上れ 運転員け毛	田学を見期に絵出し 山山制御室に数据を発す
動で原子炉を停止することができる。	動で原子炉を停止することができる。
3. <u>5</u> .2 事故経過の解析	3. <u>6</u> .2 事故経過の解析
(1)解析条件	(1) 解析条件
事故の経過は、計算コードASFRE-(7)により解析する。解析条件を次のように設定する。	事故の経過は、計算コードASFREにより解析する。
(i)事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に係る	(i) 事故発生時の初期状態は、「1.3 運転時の異常
主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とする。	主要な解析条件」で述べた初期定常運転条件とす
(ii) 燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に完全閉塞された場合を想定する。	(ii)燃料集合体内のサブチャンネル1ヶ所が瞬時に
(iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。	(iii) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構
(iv) 閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が最も高くなる炉心部上端とする。	(iv)閉塞の軸方向位置は、被覆管肉厚中心温度が聶
(v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しない。	(v) 冷却材の流れによる軸方向の熱移行は考慮しな
(vi)核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は10,000W/m ² Kと	(vi) 閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場
する。	た核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって
	隣接する燃料要素が、一時的に高温になる可能性
	成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱位
(2)解析結果	(2)解析結果
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3. <u>4</u> 図及び第3. <u>5</u> 図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3. <u>6</u> 図
冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃料要素の被覆管最高温度は	冷却材流路の閉塞事故が発生すると、閉塞された流路に
約 690℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期	約 690℃ <u>、冷却材最高温度は約 610℃</u> まで上昇するが、熱診
値を超えない。	炉心の燃料最高温度は初期値を超えない。
また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に接する燃料要素が破損した場合、燃	また、冷却材流路の閉塞事故により、閉塞された流路に
料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に向かって放出されること	料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する
で、当該燃料要素の被覆管最高温度は約 740℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えることは	で、当該燃料要素の被覆管最高温度は約740℃、冷却材最
ない。なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出された場合、燃料破損検	設計基準値を超えることはない。 <u>また、炉心の燃料最高温</u>
出系による監視により、その破損を検出することで、運転員は手動で原子炉を停止し、原子炉	なお、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガス
は崩壊熱除去運転に移行する。	による監視により、その破損を検出することで、運転員に
	壊熱除去運転に移行する。
3. <u>5</u> . 3 結論	3. <u>6</u> .3 結論
(省略)	(変更なし)
3. <u>6</u> 2次主循環ポンプ軸固着事故	3. <u>7</u> 2次主循環ポンプ軸固着事故
3. <u>6</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>7</u> .1 事故の原因及び防止対策
(省略)	(変更なし)
3. <u>6</u> .2 事故経過の解析	3. <u>7</u> .2 事故経過の解析

で原子炉を停止することができる。 合に備え、燃料破損検出系を設置して る。これらの警報により、運転員は手 解析条件を次のように設定する。 常な過渡変化及び設計基準事故に係る する。 こ完全閉塞された場合を想定する。 **溝造材のものを使用する。 最も高くなる炉心部上端とする。** ない。 場合、燃料要素の内部に蓄積されてい て放出されること (ガスジェット) で、 生がある。当該評価における核分裂生 云達係数は10,000W/m²K⁽⁹⁾とする。 図及び第3.<u>7</u>図に示す。 に接する燃料要素の被覆管最高温度は 設計基準値を超えることはない。<br />
また、 に接する燃料要素が破損した場合、燃 る燃料要素に向かって放出されること 高温度は約610℃まで上昇するが、熱 <u> 温度は初期値を超えない。</u> スが放出された場合、燃料破損検出系 は手動で原子炉を停止し、原子炉は崩

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
(1) 解析条件	(1)解析条件		
(省略)	(変更なし)		
(2)解析結果	(2)解析結果		
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3. <u>6</u> 図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8		
2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ループの冷却材流量は急速に減少し、約	2次主循環ポンプの軸固着事故が発生すると、事故ル		
0.8 秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達して原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に	0.8 秒後に「2次冷却材流量低」の設定値に達し、第1.4		
<u>基づき</u> 原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回	ラム信号が発せられる。本信号により、制御棒保持電磁		
転数が <u>所定の値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継が	部から切り離されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過		
れる。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	止するとともに、1 次主循環ポンプの主電動機は停止す		
	<u>に相当する値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニ		
	る。その結果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原		
この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約	この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材		
610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな	610℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、		
$b_{o}$	<i>د</i> ۲.		
3.6.3 結論	3.7.3 結論		
(省略)	(変更なし)		
3.7 2次冷却材漏えい事故	3. <u>8</u> 2次冷却材漏えい事故		
3. <u>7</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>8</u> .1 事故の原因及び防止対策		
(省略)	- (変更なし)		
3. <u>7</u> .2 事故経過の解析	3. <u>8</u> .2 事故経過の解析		
(1)解析条件	(1)解析条件		
(省略)	(変更なし)		
(2)解析結果	(2)解析結果		
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3. <u>7</u> 図に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.9		
2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉	2次主冷却系主配管の破損により主中間熱交換器の2		
容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口冷却材温度高」の設定値に達して原子	容器入口冷却材温度が上昇し、約44秒後に「原子炉入口		
<u> 炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき</u> 原子炉は自動停止するとともに、1次主循環ポ	表に示す応答時間経過後に原子炉スクラム信号が発せる		
ンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が <u>所定の値</u> まで低下した時点で、1 ループのみの	石励磁断となってから、制御棒が駆動部から切り離され		
ポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉心流量は定格値の 5%が確保され、	後に制御棒が落下し、原子炉は自動停止するとともに、		
原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	る。ポンプの回転数が定格流量の約5%に相当する値ま		
	ーモータによる低速運転に引き継がれる。その結果、炉		
	炉は崩壊熱除去運転に移行する。		
この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約	この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材		
620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな	620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、		
$v_{o}$	<i>۷</i> ۰.		

<u>3</u>図に示す。

レープの冷却材流量は急速に減少し、約 4<u>表に示す応答時間経過後に原子炉スク</u> 蒸石励磁断となってから、制御棒が駆動 <u>過後に制御棒が落下し、</u>原子炉は自動停 る。ポンプの回転数が<u>定格流量の約5%</u> ニーモータによる低速運転に引き継がれ 電子炉は崩壊熱除去運転に移行する。

最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな

<u>)</u>図に示す。

2次側の除熱能力が喪失すると、原子炉 コ冷却材温度高」の設定値に達し<u>、第1.4</u> られる。本信号により、制御棒保持電磁 いるまでの時間(解析では0.2秒)経過 1次主循環ポンプの主電動機は停止す で低下した時点で、1ループのみのポニ が流量は定格値の5%が確保され、原子

最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな

場合にはナトリウムの燃焼が生じるが、

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
漏えい検出後、直ちに2次系に残存するナトリウムを可能な限りダンプタンクにドレンして漏			
えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積も限定して空気と接触するナトリウム	えい量を局限するとともに、床面の設計により流出面積		
量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消火できるので、大規模な火災になるこ	量は最小限に止められ、かつ、特殊化学消火剤により消		
とはなく、他の異常状態の原因となる 2 次的損傷は生じない。また、 2 次系ナトリウムは放射	とはなく、他の異常状態の原因となる 2 次的損傷は生じ		
化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線被ばくをもたらすことはない。	化されず核分裂生成物も存在しないので、公衆に放射線		
3. <u>7</u> . 3 結論	3. <u>8</u> .3 結論		
(省略)	(変更なし)		
3.8 主送風機風量瞬時低下事故	3.9 主送風機風量瞬時低下事故		
3.8.1 事故の原因及び防止対策	3. <u>9</u> .1 事故の原因及び防止対策		
(省略)	- (変更なし)		
3. <u>8</u> .2 事故経過の解析	3. <u>9</u> .2 事故経過の解析		
(1)解析条件	(1) 解析条件		
(省略)	(変更なし)		
(2)解析結果	(2)解析結果		
以上のような解析条件のもとで解析した結果を第3.8回に示す。	以上のような解析条件のもとで解析した結果を第 3. <u>1</u> (		
主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループの主冷却器空気流量は自然通風レベル	主送風機風量瞬時低下事故が発生すると、事故ループ		
まで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器	まで減少し、当該ループの主中間熱交換器の2次側入口		
の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入	の除熱が不足となる。その結果、原子炉容器入口冷却材		
口冷却材温度高」の設定値に達し <u>て原子炉スクラム信号が発せられる。本信号に基づき</u> 原子炉	ロ冷却材温度高」の設定値に達し <u>、第1.4表に示す応答</u>		
は自動停止するとともに、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの回転数が <u>所定の</u>	せられる。本信号により、制御棒保持電磁石励磁断とな		
<u>値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータによる低速運転に引き継がれる。その結	されるまでの時間(解析では 0.2 秒)経過後に制御棒が		
果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。	に、1次主循環ポンプの主電動機は停止する。ポンプの		
	<u>値</u> まで低下した時点で、1 ループのみのポニーモータに		
	果、炉心流量は定格値の5%が確保され、原子炉は崩壊		
この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 630℃及び約	この事故における炉心の被覆管最高温度及び冷却材		
620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、炉心の燃料最高温度は初期値を超えな	620℃であり、熱設計基準値を超えることはない。また、		
k,	<i>ل</i> ،		
3. 8. 3 結論	3. <u>9</u> .3 結論		
(省略)	(変更なし)		
3. <u>9</u> 燃料取替取扱事故	3. <u>10</u> 燃料取替取扱事故		
3. <u>9</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>10</u> .1 事故の原因及び防止対策		
(1) 事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明		
この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷却池における燃料集合体の取扱中に、	この事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備水冷		
何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵されている核分裂生成物が漏えいする事象	何らかの原因で燃料集合体が落下して破損し、内蔵され		

可能な限りダンプタンクにドレンして漏 責も限定して空気と接触するナトリウム 肖火できるので、大規模な火災になるこ じない。また、2次系ナトリウムは放射 泉被ばくをもたらすことはない。

<u>0</u>図に示す。

ペの主冷却器空気流量は自然通風レベル ロ冷却材温度が上昇し、主中間熱交換器 温度が上昇し、約90秒後に「原子炉入 等時間経過後に原子炉スクラム信号が発 ってから、制御棒が駆動部から切り離 「落下し、原子炉は自動停止するととも の回転数が定格流量の約5%に相当する こよる低速運転に引き継がれる。その結 熱除去運転に移行する。

最高温度は、それぞれ約 630℃及び約 炉心の燃料最高温度は初期値を超えな

計却池における燃料集合体の取扱中に、 いている核分裂生成物が漏えいする事象

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
として考える。	として考える。		
(2)防止及び抑制対策	(2)防止及び抑制対策		
この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した場合にも、その影響を限定するととも	この事故の発生を防止し、また、万一事故が発生した		
にその波及を制限するために、次のような対策を講じる。	にその波及を制限するために、次のような対策を講じる。		
(i)使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連する規格、基準に準拠するとともに、	(i)使用済燃料貯蔵設備の設計、製作等は、関連		
品質管理や工程管理を十分に行う。	品質管理や工程管理を十分に行う。		
(ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料移送機については、取扱中における	(ii) 水冷却池内の使用済燃料の移送に使用する燃料		
使用済燃料の落下を防止できる構造とする。また、駆動電源等の喪失に対してフェイ	使用済燃料の落下を防止できる構造とする。ま		
ルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっても、使用済燃料の保持状態を維持で	ルセーフの設計とし、駆動電源等喪失時にあっ		
きるものとする。さらに、インターロックを設け、誤操作による使用済燃料の落下を	きるものとする。さらに、 <u>移送機のグリッパ爪</u>		
防止する。	及び着座していない状態では切り離し動作を防		
	誤操作による使用済燃料の落下を防止する。		
(iii) 以上のような防止対策にもかかわらず、燃料集合体から原子炉附属建物内に核分裂	(iii)以上のような防止対策にもかかわらず、燃料		
生成物が放出された場合は、換気設備を通って主排気筒に導かれる。	生成物が放出された場合は、換気設備を通って		
3. <u>9</u> .2 被ばく評価	3. <u>10</u> .2 被ばく評価		
(1)評価条件	(1)評価条件		
上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、燃料集合体の落下の可能性はきわめて	上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、		
少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評価する。	少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を		
	なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.11 図に示す。		
$(i) \sim (v)$	$(i) \sim (v)$		
(省略)	(変更なし)		
(2)評価結果	(2)評価結果		
(省略)	(変更なし)		
3. <u>9</u> .3 結論	3. <u>10</u> . 3 結論		
(省略)	(変更なし)		
3.10 気体廃棄物処理設備破損事故	3.11 気体廃棄物処理設備破損事故		
3. <u>10</u> .1 事故の原因及び防止対策	3. <u>11</u> .1 事故の原因及び防止対策		
(省略)	(変更なし)		
3. <u>10</u> .2 被ばく評価	3. <u>11</u> .2 被ばく評価		
(1)評価条件	(1)評価条件		
上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、気体廃棄物処理設備の破損の可能性は	上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、		
きわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物の放出を想定し、以下の条件により評	きわめて少ないが、原子炉附属建物内への核分裂生成物		
価する。	価する。 <u>なお、核分裂生成物の大気放出過程を第 3.12</u> 図		
$(i) \sim (vi)$	$(i) \sim (vi)$		
(省略)	(省略)		

場合にも、その影響を限定するととも。 。 望する規格、基準に準拠するとともに、

料移送機については、取扱中における た、駆動電源等の喪失に対してフェイ ても、使用済燃料の保持状態を維持で に返しを設ける機械的インターロック 近止する制御系インターロックを設け、

|集合体から原子炉附属建物内に核分裂

燃料集合体の落下の可能性はきわめて 想定し、以下の条件により評価する。

気体廃棄物処理設備の破損の可能性は の放出を想定し、以下の条件により評 図に示す。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後		
(2)評価結果	(2)評価結果		
(省略)	(変更なし)		
3.10.3 結論	3.11.3 結論		
(省略)	(変更なし)		
3. <u>11</u> 1 次アルゴンガス漏えい事故	3. <u>12</u> 1 次アルゴンガス漏えい事故		
3. <u>11</u> .1 事故の原因及び防止対策			
(省略)	(変更なし)		
3. <u>11</u> . 2 被ばく評価	3. <u>12</u> . 2 被ばく評価		
(1)評価条件	(1)評価条件		
上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、1次アルゴンガス系の破損の可能性は	上記の防止及び抑制対策並びに設計上の考慮により、		
きわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格納容器内への核分裂生成物の放出を想	きわめて少ないが、1次アルゴンガスの漏えいに伴う格		
定し、以下の条件により評価する。	定し、以下の条件により評価する。 <u>なお、核分裂生成物</u>		
$(i) \sim (vii)$	(i) ~ (vii)		
(省略)	(省略)		
(2)評価結果	(2)評価結果		
(省略)	(省略)		
3. <u>11</u> . 3 結論	3. <u>12</u> . 3 結論		
(省略)	(変更なし)		

1次アルゴンガス系の破損の可能性は 各納容器内への核分裂生成物の放出を想 物の大気放出過程を第3.13図に示す。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	燃 2800 ー 被 900 ー 頃 140 ー
	第 140
	最     度     刀       2400     及 800     及 120       高     び     び       冷     炉
	温 却 心 材 流 度 2000 ► 温 700 ► 量 100 ★ → → → → → → → → → → → → → → → → → →
	(°C) (°C) (%) 冷却材最高温
	800 - 400 - 40
	400 - 300 - 20 原子炉容器入口
	時間
	第3.1 図 燃料スランピング事
第3. <u>1</u> 図 1次主循環ポンプ軸固着事故 第3. <u>2</u> 図 1次冷却材漏えい事故(炉心冷却能力の解析)	第3. <u>2</u> 図 1次主循環ポンプ軸固着事故 第3. <u>3</u> 図 1次冷却材漏えい事故(炉心冷却能力の解析)
第3.3図 1次冷却材漏えい事故(漏えいナトリウムによる熱的影響の解析)	第3.4図 1次冷却材漏えい事故(漏えいナトリウムによる熱的)





	変更前(2021.12.2 付補正)		変更後
第34团 公却	お盗敗閉塞車坊(盗敗閉塞による披露签泪産亦化)	<b>笛36</b> 図	と却は法政問案事故(法政問案) とこな悪祭児 (法) の に、して、な悪祭児 (法) の して、な悪祭児 (法) の して、など、など、など、など、など、など、など、など、など、など、など、など、など、
		<u> </u>	1134711141111411114111411411411141141141141
第3. <u>3</u> 凶 市44	竹伽昭闭本事取(核刀衣土瓜ルヘンエット倒天による)辨按燃料恢復目価度変化) 主紙電ポンプ軸田主事故		市44770000000000000000000000000000000000
第 3. <u>0</u> 因 2 (公)	土相泉小ノノ軸回有争攻	毋 3. <u>0</u> 凶	
<u> </u>		-	
- 第 3. <u>8</u> 図 土达	風險風重瞬時低下事故		土达風機風重瞬時低下事故
1		1	

よる隣接燃料被覆管温度変化)






国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類10(4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故)】

	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2	4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故	4. 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故
		4.1 <u>安全評価に関する基本方針</u> 原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事 故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものとする。なま それのある事故は、発生頻度が設計基準事故より低いが、敷地周 く(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv を超えるもの)を 代表的事象を選定して、発生防止及び拡大防止並びに影響緩和の
	4.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の基本的な考え方	4.2 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の想定の

「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故(以下「炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故」という。) を選定する。

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止 するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故については、炉心損 傷防止措置を講じるとともに、炉心の著しい損傷の可能性が生じる場合に、その拡大を防止し、あ るいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防止するための措置として格納容器破損防止措置を 講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安 全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置している ため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置 を講じる。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置 を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その 他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至ること(以下「<u>大規模損壊</u>」 という。)を仮想的に想定する。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じること を基本方針とする。 「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえた上で、発生頻度が設計基準事故より低い事故であって、施設から多量の放射性物質等を放出するおそれがあるものが発生した場合において、当該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じるものとする。事故の想定に当たっては、自然現象等の共通原因となる外部事象や施設の特徴を踏まえた内部事象に起因する多重故障を考慮し、燃料体の損傷が想定される事故(以下「炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故」という。)

高速実験炉原子炉施設において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故の拡大を防止 するための措置のうち、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故については、炉心損 傷防止措置を講じるとともに、<u>炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定し、</u>炉心の著しい損傷の 可能性が生じる場合には、その拡大を防止し、あるいは施設からの多量の放射性物質等の放出を防 止するための措置として格納容器破損防止措置を講じることを基本方針とする。

なお、高速実験炉原子炉施設は我が国初のナトリウム冷却高速中性子型炉であり、建設当時の安 全評価技術に鑑み、立地評価における炉心溶融再臨界事故への対策として安全容器を設置している ため、高速実験炉原子炉施設の特徴を考慮して、安全容器の機能も踏まえた格納容器破損防止措置 を講じる。

使用済燃料の損傷が想定される事故については、「設置許可基準規則」第53条の解釈を踏まえて、 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失する事故を選定し、使用済燃料の損傷を防止するための措置 を講じることを基本方針とする。

また、上記の事故を上回る事象として、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その 他のテロリズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損<u>並びに大規模ナトリウム火災</u>に 至ること(以下<u>「多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象」</u>という。)を仮想的に想定す る。ここでは、事業所外への放射性物質の放出抑制措置を講じることを基本方針とする。

を選定する。

事故が発生した場合において、当該事 お、多量の放射性物質等を放出するお 周辺の公衆に対して過度の放射線被ば と与えるおそれのある事故を対象とし、 のために必要な措置を講じる。

つ基本的な考え方

<ul> <li>4.2 からの着しい倒に立ち可能をからると想定する事故</li> <li>4.2 からの着しい倒に立ち可能をからると想定する事故</li> <li>4.2 からの着しい倒に立ち可能をからると想定する事故</li> <li>4.2 からの着しい倒に立ちて留性をからると想定する事故</li> <li>4.2 からの着しい倒に立ちて留性をからると想定する事故</li> <li>4.2 いたの着したり、目前にためたく思想であると思想する事故</li> <li>4.2 いたの者したのしている。</li> <li>4.2 いたの者したのしている。</li> <li>4.2 いたの者したのしている。</li> <li>4.2 いたの者したのしている。</li> <li>4.2 いたの者したのためまたしたのの有いたいでは、これのこれがあると思想する事故</li> <li>4.2 いたの者したのしている。</li> <li>4.2 いたの者したのためまたしたのです。</li> <li>4.2 いたの者はないたい、</li> <li>4.2 いたの者したのしている。</li> <li>4.2 いたの者はたいたいたい、</li> <li>4.2 いたの者はないたいたい、</li> <li>4.2 いたの者はないたいたい、</li> <li>4.2 いたの者はないたいたい、</li> <li>4.3 いたいたい、</li> <li>4.3 いたいたい、</li> <li>4.3 いたいていたい、</li> <li>4.4 いたいたいたい、</li> <li>4.4 いたいたいたい、</li> <li>4.5 いたい者はないたいたい、</li> <li>4.5 いたいろも、</li> <li>4.5 いたい者はないたいたい、</li> <li>4.5 いたいろも、</li> <li>4.5 いたい</li></ul>	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<ul> <li>4.2.1 がたの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の運ご</li> <li>4.2.1 がたの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の運ご</li> <li>4.2.1 かたの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の運ご</li> <li>4.2.1 かたの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の運ご</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の運ご</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がご素な可能があると想定する事体の</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がためる</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいした事なの</li> <li>4.2.1 ないの事じいし気がない</li> <li>4.2.1 ないの事じいの事じい</li> <li>4.2.1 ないの事じい</li> <li>4.2.1 ないの事じない</li> <li>4.2.1 ないのまじない</li> <li>4.2.1 ないの事じない</li> <li>4.2.1 ないのまじない</li> <li>4.2.1 ないのまじない&lt;</li></ul>	4.2 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故	4.3 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故
<ul> <li>4.2.1.1 歴史の年期 (方形)</li> <li>4.2.1.2 歴史の年期 (方形)</li> <li>4.2.1.2 歴史の年間したがでは、 展示発気の確認したがでは、 展示発気の確認したがでは、 展示発気の確認したがでは、 展示発気の確認したがでは、 展示発気の確認したがでは、 「たかったがない」、「シャーンクス会議」、「一般のかき気感」、「「たい」で、 「たい」で、 知識の内容を得まえ、累否生生物なく、「やかーブの支援」、「一般的かき気」、「「たい」で、 」、「たい」で、 「シーンス会」」、「シン定さかえる」、「一般的かき気」、「「たい」で、 「レンス会」、「シンごなど」、「シーンンス会議」、「つい」でかった、 「おかぶえ」、「シンごなど」、「ごとざきがない」とした、世話した美密生素のの心一の形象に いて、「シーンス会」」、「シンごなど」、「ごとざきがない」とした、世話した美密生素のの心一の形象に いて、「シーンス会」」、「シンごなど」、「ごとざきがない」とした、世話した美密生素の心一いの事件 いて、「シーンス会」」、「「シンごなど」で、 「日本学校気にないて」、」」「「ことざきがない」」とした、世話した美密生素を空びこう」 「デザーンは細いできるからかの構成で様型化した場合、これられ、DFンで調査構成の」、「ひ いて、ドレンス会員」、「シンごなからい」「「「「」」」」、「「おかざいなど」での「現在会気気」」、「シンごな」」」であるないで、 「ジークス生まかえたかって、 「単心の一葉素がたいま」「シージ環塞が使気さたたま」」、これらに、 日本の含べきないないなどいでの感じた、 「美術のの主体でないて、 「「」」の「心理裏素でため」」」」」ではていてい、「美術の」」」、 「およこ」、 「」」の心理裏素でため、「」」の「「」」」」、 「」」のいて、 「」」の心理裏素でため、 「」」のいて、 「」」の心理裏素でため、 「」」」」のいて、 「」」のいて、 「」」」のいて、 「」」のいて、 「」」のいて、 「」」のいて、 「」」のいて、 「」」のいて、 「」」」のいて、 「」」のいて、 「」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」のいて、 「」」」」のいて、 「」」」」」」」、 「」」」」」、 「」」」」、 「」」」、 「」」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」」、 「」、 「</li></ul>	4.2.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故の選定	4. <u>3.1</u> 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事
(常報) (変なし) (実報) (変なし) (実用) (実施、(変なし) (実施、(変なし) (また、(なんし、(なんし、(なんし、(なんし、(なんし、(なんし、(なんし、(なんし	4. <u>2</u> .1.1 選定の手順	4. <u>3</u> .1.1 選定の手順
<ul> <li>4.2.1.2 年後2/hービの速だ</li> <li>3.前本業の小田にはおいては、展示が除小する額点と属空の建築変からパクターク本体的に、たいて、深たの手術を使いたことでは、 たいたいためからなが良え、展示が除小する額点としてたいたいでは、 たいたいためから、「マンスごか知み」、「運動が加速値」、「かたけ通知実施販売の方 から、1.2.2.2.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.5.</li></ul>	(省略)	(変更なし)
<ul> <li>東京事象の地出においては、東京が発生する神母と異常の活現後勤するバラメータを柔純的に考慮する、展常本象の社出は果及び深遠を建したも、 記念の特徴を持える、黒常葉生飯位を、用く日本のなど、ここでは、 記念の特徴を持える、黒常葉生飯位を、用く日本のなど、ここでは、 記念の特徴を持える、黒常葉生飯位を、用く日本のなど、ここでは、 記念の特徴を持える、黒常葉生飯位を、用く日本のなど、「ない」、「ナトリウム大成、ドレンご満知」、「クルジェブな送信」、計測研究本施設のうち、「など正常年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2次正治年点」、「2かたござえごの いて、がらの見出にころからかの利息で知道化した思念」とし、抽出した具常立家のからへの影響に、 のいて、がらの見出にころからかの利息で知道化した思念」におして、日本の運営立たた状態での通出力」及び「おと述読み 施設分うち、常用に思想」、「2次正治理法学会」」」と始至え知らた気、「102」「着かまが思想」としく して満着が確保された状態での通出力」及び「おと述読書が確保された状態での通出力」及び「おと述読書 加速なったる、前向の男常本後を生物した活味」が出して大きされる事をとして認ったまた。 定たえ思知道を読むしたみ、「102」「読む読書を知らた気味でないな能での外部 なる。 上記異恋葉点」「102」「査査が読え」にく知道として大きされる事をシークシンスを抽 する。 上記異恋葉点」「104」「意力ないな」「正心選び性協をたた大能での通出力」及び「おと述書 たるの異常主要点で何らかっの回信(増量やみ作またる」」「2次 「前途の正急なし」」のかご選び性協たたいて大きされる事をシークシンスを抽 する。 上記』思想でため以下を本象グループとして選定する。</li> <li>(1) 炉心減量が増加またるの「ため以下を本象グループとして選定する。</li> <li>(1) 炉心減量が増加また」「102」「「加」」」」」、「104」「104」「104」」「104」「104」」」」」</li> <li>(1) 炉心減量が増加また」」」」、「104」「104」」」」、104」「104」」」」」</li> <li>(1) 炉心減量が増加また」」」」、「104」「104」」」</li> <li>(1) 炉心減量が増加また」」」」</li> <li>(1) 炉心減量が増加また」」」</li> <li>(1) 炉心減量が増加また」」」</li> <li>(1) 炉心減量を増加また。(106): Inprotected Isas of Flor)</li> <li>(2) 造出り時販売子炉付け、地酸空びたいま」「104」」」」</li> <li>(3) 酢減塩素大時販売子炉付け、地酸空びたいま」「104」」」」</li> <li>(4) 酢減塩素大時販売子炉付け、地酸空びたいま」「104」」」」</li> <li>(4) 酢減塩素大時販売子炉付け、地酸空びたいま」「104」」」」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子炉付け、地酸空びたいま」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子炉付け、地酸空びたい、103」」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子炉付け、土肉が加また」」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子炉付け、土肉が加また」」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子炉付け、土肉が加また」」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、「105」」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105」</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105」、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105</li> <li>(5) 酢減塩素大時販売子付け、105</li> <li>(5) 酢煮煮煮、105</li> <li>(5) 酢煮塩素大時販売子付け、105</li> <li>(5) 酢煮煮煮、105</li> <li>(5) 酢煮煮煮、105<!--</td--><td>4.<u>2</u>.1.2 事象グループの選定</td><td>4.<u>3</u>.1.2 事象グループの選定</td></li></ul>	4. <u>2</u> .1.2 事象グループの選定	4. <u>3</u> .1.2 事象グループの選定
<ul> <li>に考慮する、異常事象の油油糖果及び繁弱を整想したものを第4.2.1.1 実に不す、ここでは、</li></ul>	異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異常の結果変動するパラメータを系統的	異常事象の抽出においては、異常が発生する部位と異
<ul> <li>施設の特徴を詰まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「から」、原子炉冷却系統施設のうち、「1、大キ治知系、「2次大売加系」、「2次大売加系」、「4款から加速のたち」、「たかジガス装備、1、計論が高沢添加設つち」を定くれたが加ぐンガス装備、1、計論が高沢添加設つち」を定くれた加速へ、「1 とかう加水(点の)が加えて、「2 と大き加水(点)、「1 とかう加水(点)の)、「2 と大き加水(点)、「1 とかう加水(点)の)、(1 とかう加水(点)の)、(1 とかう加水(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(点))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a)))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a)))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a)))、(1 とかぶ(a))、(1 とかぶ(a)) (1 とかか(a)) (1 とかぶ(a)) (1 とかか(a)) (1 とかぶ(a)) (1 とかか(a)) (1 Exp(a)) (1 Ex</li></ul>	に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したものを第4.2.1.1表に示す。ここでは、	に考慮する。異常事象の抽出結果及び影響を整理したも
<ul> <li>ち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却認備」、「冷却材純金利節系」、「冷却材純金利節系」、「次レッジス酸塩」、「アルニンガス酸塩」、計測期側単素地設成のうち「客介生間」、「評量空気保持設備)、計測期側単素地設成のうち「客介生間」、「評量空気保持設備)、「決御 、「原子炉冷却材温度制節系」、「1次た効材抗金制節系」、その体は減減が完か事業の炉心への影響に ついて、炉心の昇血に至るからかの観点で類型化した場合、これらは、「炉心浸温減少」、「炉 心満型が確保された状態での温山力」及び「ゆ心浸湿が使きた、細山力でない状態での除熱 源疣実」に分類される、類似の異常準察を失約した結果を着え、通出力でない状態での除熱 源疣実」に分類される、類似の異常準察を失約した結果を着え、これられ、「炉心浸温減少」、「炉 心満型が確保された状態での温山力」及び「ゆ心浸湿が使きた、高山力でない状態での除熱 源疣実」に分類される、類似の異常準察を失約した結果のたままであす。 本般した具常事象に成く事故の決測については、運転等く思うな濃度な少しな見た事業を並び上環 やで考慮する安全機能の要失の可能性を含めて分析する、すなわら、集約した異常事象並び上環 来知りた異常事象に成く事故の決測については、運転等なりまかとな事業 条約した異常事象に成く事故の決測については、運転等な多な生物した結果 来知した異常事象に成く事故の決測については、運転等な発が加速してな濃速ないた、運転で考慮する安全機能の要失の可能性を含めて分析する、 デ炉作止機能の要大スは<u>治理</u>燃能の要求の消息性をさめて分析する、 デ炉作止機能の要求ない消息をない気化する。 「かない事業をクループとして設定する」</li> <li>(1) 炉心液量が増えるい水量での除熱腐壊大児「た気電査がた水量でな」これもに原子炉停止機能要素、(Lufris)、Lufrishater (Lu て集約するため以下を事象グループとして設定する」</li> <li>(1) 炉心満量使気が確認するたとから、すみシークシスを類相 (Lu て集約するため以下を事象グループとして設定する」</li> <li>(1) 炉心満量使うたいためで、「いう」」「たる空音など、(Lufrishater (Lu て集約するため以下を事象グループとして設定する」</li> <li>(1) 炉心満量使うため、(Lufrishater (Lu 工業約するため以下を事象グループとして設定する)、</li> <li>(1) 炉心満量使うため、(Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishater (Lufrishat</li></ul>	施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のうち「炉心」、原子炉冷却系統施設のう	施設の特徴を踏まえ、異常発生部位を、原子炉本体のう
<ul> <li>人素填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制備系統施設のうち「安全保護回路」、 「原子型冷却料温度制成」、「1次冷却状況性制動業」、その他実験取分用学展子がの削損 施設のうち「常用電源」、「1次冷却状況性制動業」、その他実験取分したの影響に ついて、が心の芽温に至るか否かの感念で類型化した場合、これらは、「54心電温減少」、「か 心電点が確保された状態での過出力」及び「ゆ心電温が確保され、大概でつらか、新心の分増につた場 施設のうち「常用電源」、「正確空気味欲知したした場合」としては、「54心電温減少」、「か 心電点が確保された状態での過出力」及び「ゆ心電温が確保された状態での読れ」」、「1次冷却状況に割削え」、「1次心電温減少 職業とした異常知に蒸く事故の過来とついては、原味時の男素が法認変化なけ設計医準事故 で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びご思 子炉停止機能の喪失なは遊遊施設に酸体の喪失の組合せとしてまされる多故シークンスを抽出 する。</li> <li>上記県宮事象は、「54心電温減少」、「54心電温減少」に分類され、これらに「原子炉停止機能の喪失なは登却機能の喪失の副合せとして表 する。</li> <li>上記県宮事象は、「54心電温減少」、「54心電温減少」に分類され、これらに「原子炉停止機能の喪失なは登却機能の喪失の組合せとして表 する。</li> <li>上記県宮事象は、「54心電温減少」、「54心電温減少」に分類され、これらに「原子炉停止機能の喪失なは登却機能の喪失の組合せた」とて表 する。</li> <li>上記の温室事象及び留らかの原因(他震至の外絶事象 又自治測機能の要失の組合せのうち、近心の著しい道像 たまるの自知性ととて引らからた。素故シークンスを抽出 する。</li> <li>上記の温菜事象などのもかの原因(他震至の外絶事象 又自治測機能の喪失の組合せん」とて表した、たまたして、 が必定量素をの自られてきる。この必要なが加え、これる社に原心でなどれ、 」型電能の直接のたたたま。この条性を表は、 想施能の皮膚をか起うる。ことから、素はか、ケンスを提出 地震強のの動きない見て引ったべき、この条性を表は、 たまな風する強するとならな、ことない、事故シークンスを加出 地震強のの温室をの組合せのうち、近心の者しい道像 たまるの可能にする。この条性を表は、 」が増加えて自動調査を見ないたする。この条性を表は、 」気力調査者の方も広くたい意識の なた」原子の強力がないたまで通知した。</li> <li>(1) 炉心蔵量が確定美へ(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 適出力時原子炉停止機能喪失 (1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 能熱病変と効用が、「1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 単体が現在学を入れた状態での通知しためになる たまるの気にないたまる。</li> <li>(4) 単体が現在学ないたためまでのないたる またしたる意がないたる。</li> <li>(5) 体験構成を使じためたためまる</li> <li>(5) 体験研究が時間子が停止機能変を(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 体験研究が時間子が停止機能変を(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 体験研究が時間子が停止機能変な(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 体験研究が時間子が停止機能変な(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 体験研究が時間子が停止機能変な(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 体験研究が時間子が停止性能変な(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 体験研究が時間子が停止性能変な(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 体験研究が時間子が停止性能変な(1007: Unprotected Loss of Flow)</li> </ul>	ち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウ	ち「1次主冷却系」、「2次主冷却系」、「補助冷却設付
「原子炉冷却材温度刺激系」、「1次冷却材流量刺激系」、その他就破死先用等原子炉の阳晶 施設のうち「常用電源」、「正確常気和結婚」とした。加出した異常本象の炉心への形響に ついて、炉心の具温に至るか否かの観点で数理化した場合、これらは、炉心流量減少」、「炉 心蔵気が確保された状態での通出力」及び「炉心流量が確保され、通出力でない状態での加速で通知で 薄度失」に分類される。類似の異常本象を集約した結果を第4.2.1.2支ビ示す。 集約した異常本象に続く事故の連興については、運転時の男素が過渡変化以は設計恐怖事故 で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常本象並び定原 子炉炉止機能の喪失又は <u>海壊熱的た機</u> 能の喪失の給音せとしてまされる事故シーケンスを抽出 する。 上見見完本象は、「か心の責い地道を正全る可能性な含めたとかでの違出力力及び「炉心液 量が確保された状態での強調加入」に厚心濃度が確保された状態での強加力力及び「炉心液 要なったるため以下を本象グループとして遵定する。 (1) 炉心流量噴火時原子炉停止機能喪失(LOF: Emprotected Loss of Flow) (2) 適出力時原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (4) かた感素使原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (5) 添加力時原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (4) から、何な必要と同子炉企業構能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow) (5) 添加力時原子炉停止機能喪失(COF: Emprotected Loss of Flow)	ム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制御系統施設のうち「安全保護回路」、	ム充填・ドレン設備」、「アルゴンガス設備」、計測制
<ul> <li>施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の厚心への影響に ついて、炉心の昇進に至るか否かの観点で報望化した場合、これらは、「炉心液量減少」、「炉 心液量が確保された決壊での遣出力」及び「炉心液量が確保され、通出力でない状態での除熱 演要人」に分類される。類以の具常事象を集約した結果を第なえことなた示す。</li> <li>集約した男常事象に載く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した男常事象<u>なびに</u>原 子が停止機能の喪失又は<u>他素燥時走</u>機能の喪失の結合せとして表される事故シーケンスを抽出 する。</li> <li>上記異常事象に【「好心液量減少」、「好心液量が確保された実態での適出力」及び「好心液 量が確保され、通出力でない状態での除熱源要失」に分類され、これらに原子炉停止機能の要 大な重星した事象は、炉心の茎しい損傷に至る可能性があることから、事位シーケンスを類型 化して集約するため以下を事象グループとして違定する。</li> <li>(1) が心流量廃失時原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(2) 適出力時原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(3) 廃器濃爽大時原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(3) 廃器濃爽大時原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(3) 廃器濃爽大時原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(4) が心流量廃失時原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(5) 海市力時原子が停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(5) 海市力時原子が停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(5) 海市力時に大規能要素(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(5) 海長波転子が停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(5) 海底濃度大原子炉停止機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(6) 原子研停化機能喪失(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(7) が心流量が確保美な(UDF: Upprotected Loss of Flor)</li> <li>(7) が心満量換かし、「使心性気が痛や気がた気が強ごの適出力」など「夜心漏気強な」</li> </ul>	「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系」、その他試験研究用等原子炉の附属	「原子炉冷却材温度制御系」、「1次冷却材流量制御系
<ul> <li>ついて、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少(「炉 心流量が確保された状態での湯出力)及び「炉心流量が確保され、湯出力でない状態での除熱 源度失」に分類される。類似の異常事象を集物した結果をがした。 系称した鼻下事象に続く事故の違風については、運転時の異常な温液変化は改計基準事故 で考点する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象に続く事故の違風については、運転 で考点する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象を洗して原業す象に読く事故の違風については、運転 で考点する安全機能の喪失のは差壊を集めした結果 変が確保され、通出力でない状態での除熱頭喪失,に分類され、これらに原子が停止機能の死 失を重要した事象は、炉心の苦しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを頻望 化して転納するため以下を事象グループとして達定する。</li> <li>(1) 炉心流量爽尖峰原子炉停止機能爽失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 通出力時原子炉停止機能爽失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 炉心流量爽穴峰原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 原心流量成功確認った状態での適量力」が使いたり、反じたの融合が最少が降なられた状態でのな場合でないます。</li> </ul>	施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした。抽出した異常事象の炉心への影響に	施設のうち「常用電源」、「圧縮空気供給設備」とした
<ul> <li>心流量が確保された状態での適出力」及び「炉心流量が確保され、適出力でない状態での除熱 im要失」に分類される。類似の異常事象を年約した結果と第4.2.1.2 表に示す。         <ul> <li>集約した異常象に続く事故の通具については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象症びに原 ディア学に世機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象症びに原 ディア学に世機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象症びに原 ディア学に世機能の喪失の定能性を含めて分析する。 テムの意味を強いて少して速度かする。すなわち、集約した異常事象症びに原 ディア学に世機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出 する。             上記風意事象を使いたが悪 重が強化を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象症びに原 ディア学・世界な低量の強失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出 たい、運転中なない状態での除熱源更失」に分類され、これらに原子が停止機能の喪失又は高却爆絶の喪失の組合せとして考 上記の異常事象及び向らかの原因(他震空の外部事象</li></ul></li></ul>	ついて、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉	ついて、炉心の昇温に至るか否かの観点で類型化した場
<ul> <li>         譲喪失」に分類される。繁似の異常事象を集約した結果を第4.2.1.2表に示す。         集約した異常事象に該く年載の進展については、運転時の異常な過速変化又は該計畫準事故         で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象を立とに原         子炉停止機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象を立とに原         子炉停止機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象を立とに原         子がの         上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が強保された鉄能での適出力」及び「炉心流         』が立て、         上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が強保された鉄能での適出力」及び「炉心流         』がするため以下を事象グループとして遷定する。         </li> <li>         (1) 炉心流量変大時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出力時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出力時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出力時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出当時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時原子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通知意味及、「炉心電量な物」、「や心薬量が解」         (ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出方時子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通出力時子が停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (2) 通知意味及、「炉心電量な物」         (2) 回答 (2) 四一者なか         (2) 回答 (2) 四一者なか         (2) 四一者なか         (2) 回答 (2) 四一者なか</li></ul>	心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保され、過出力でない状態での除熱	心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が
<ul> <li>集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過波変化又は設計基準事故 で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びに原 子炉停止機能の喪失又は<u>治退機能の</u>喪失の組合せとして表される事故シークンスを抽出 する。</li> <li>上記異常事象は、「炉心流量液使火」、「炉心流量が確保された状態での適出力」及び「炉心流 量が確保され、適出力でない状態での除熱原喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪 失を重量した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シークンスを類型 化して集約するため以下を事象グループとして達定する。</li> <li>(1) 炉心流量喪火時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 適出力時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(6) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(7) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(8) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(9) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 適出力時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(LLOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 除力流量充電化力で支援正要</li> <li>(5) 応流量液確保された状態での満出力 及び (Fuch 電力)</li> <li>(5) 応流量液体力、「炉心流量が確保された状態での満出)</li> </ul>	源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果を第4.2.1.2表に示す。	源喪失」に分類される。類似の異常事象を集約した結果
<ul> <li>マラ爆する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並び上原 子炉停止機能の喪失又は<u>崩壊熱除去</u>機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出 する。</li> <li>上記異賞事象は、「炉心流量が確保された状態での渦出力」及び「炉心流 量が確保され、通出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪 失を重量した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型 化して集約するため以下を事象グループとして満定する。</li> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 適出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 除熟環喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 原心流量減少, 「灰心流量が確保された状態での強出力」及び「灰心流量が確保された状態</li> </ul>	集約した異常事象に続く事故の進展については、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故	集約した異常事象に続く事故の進展については、運転
<ul> <li>子炉停止機能の喪失又は<u>消速熟除去</u>機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出する。</li> <li>上記異常事象は、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流 量が確保され、通出力でない状態での原熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪失</li> <li>公はつ集約するため以下を事象グルーブとして選定する。</li> <li>(して集約するため以下を事象グルーブとして選定する。</li> <li>(1) 炉心流量変大時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 適出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) 炉心流量薄確保された状態での過出力」及び「炉心溶」</li> <li>(5) 停心流量薄漆(1) 「炉心流量素確保された状態での過出力」及び「炉心溶」</li> <li>(4) 炉心流量素確保された状態での過出力」及び「Flow)</li> <li>(5) 停心流量素確保守加速機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(6) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(7) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(8) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4) かふ流量が確保された状態での渦出力」及び「Flow流量が確保された状態での過し」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過し」」及び「Flow流量が確保された状態での過して変更ないた。</li> </ul>	で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。すなわち、集約した異常事象並びに原	で考慮する安全機能の喪失の可能性を含めて分析する。
する。 上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での適出力」及び「炉心流 量が確保され、適出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これもに原子炉停止機能の克 失を重量した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型 化して集約するため以下を事象グループとして還定する。 上記の異常事象及び何らかの原因(地震等の外部事象 又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷 い損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基定 却機能の成否を分岐図(以下「イベントツリー」という ンスを抽出する、異常事象のうち炉心全体の昇温に空び を第4.3.1.12回(1)から(7)及び第4.3.1.2回(1) ・ 地機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準可 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対象取個の複数の根 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レン の比較を通じて確認した。) 1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (4) 原心流量強少時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (5) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (6) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (7) 炉心流量水時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (7) 炉心流量水時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (7) 炉心流量水時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (8) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (9) 除熱原要失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (1) 炉心流量が確保された状態での適出力」及び「炉心満量が確保された状態	子炉停止機能の喪失又は <u>崩壊熱除去</u> 機能の喪失の組合せとして表される事故シーケンスを抽出	炉停止機能の喪失又は <u>冷却</u> 機能の喪失の組合せとして表
<ul> <li>上記異常事象は、「炉心流量被少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流 量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪 欠を重量した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型 化して集約するため以下を事象グループとして選定する。</li> <li>火して集約するため以下を事象グループとして選定する。</li> <li>火して集約するため以下を事象グループとして選定する。</li> <li>火して集約するため以下を事象グループとして選定する。</li> <li>火力で推出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至る を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1): 止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準理 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され。 の複数の異常事象及び強計基準事故対処設備の複数の相 なお、異常事象のは出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発の相 なお、異常事象の油田が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発の相 なお、異常事象の油田が適切であることは、設計基準 の名数の具常事象及び会却機能として考慮する対象は、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発をす の複数の異常事象及び会却機能として考慮する対象は、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発をす の複数の異常事象及び会却機能として考慮する対象は、設計基準 地震等の外部事象に関してるは、大通原因により誘発をす の複数の異常事象及び会力球価(出力運転時レー の比較を通じて確認した。</li> <li>加出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重量し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。</li> <li>(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2)過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(4)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(5)応量機能の、「炉心流量が確保された状情</li> <li>(7)応流量が確保された状情</li> </ul>	する。	
<ul> <li>量が確保され、通出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪</li> <li>欠を重量した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型</li> <li>化して集約するため以下を事象グループとして選定する。</li> <li>又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷</li> <li>文スを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至る を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1):</li> <li>业機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準準</li> <li>地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され</li> <li>の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根</li> <li>なお、異常事象の加出が適切であることは、設計基準</li> <li>地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され</li> <li>の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根</li> <li>なお、異常事象の加出が適切であることは、設計基準</li> <li>地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され</li> <li>の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根</li> <li>なお、異常事象の加出が適切であることは、設計基準</li> <li>地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され</li> <li>の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根</li> <li>なお、異常事象の加出が適切であることは、設計基準</li> <li>地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され</li> <li>の複数の異常事象なび設計基準</li> <li>地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され</li> <li>の複数の異常事象なが設計基準</li> <li>(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2)過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>また、「炉心流量減少時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Fleat Sink)</li> </ul>	上記異常事象は、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流	上記の異常事象及び何らかの原因(地震等の外部事象
<ul> <li>失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型 化して集約するため以下を事象グループとして遠定する。</li> <li>い損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基は 却機能の成否を分岐図(以下「イベントツリー」という ンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至る を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1): 止機能及び沿却機能として考慮する対象は、設計基準理 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の想 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の想 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の想 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象なび会設計基準事故対処設備の複数の想 なお、異常事象の加出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象なび会社基準事故対処設備の複数の想 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象なび会社基準事な対象といことの の比較を通じて確認した。</li> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Heat Sink) また、「炉心流量減失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Heat Sink) また、「炉心流量減失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Heat Sink)</li> </ul>	量が確保され、過出力でない状態での除熱源喪失」に分類され、これらに原子炉停止機能の喪	又は冷却機能の喪失の組合せのうち、炉心の著しい損傷
<ul> <li>化して集約するため以下を事象グループとして選定する。</li> <li>却機能の成否を分岐図(以下「イベントツリー」という ンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至る を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1): 止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準理 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の相 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象の加出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象の加出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象の加出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象の加出が適切であることは、の計基準</li> <li>(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2)過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Float Sink) また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での渦出力」及び「炉心流量が確保された状態</li> </ul>	<u>失を重畳した事象は、炉心の著しい損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスを類型</u>	い損傷に至る条件として明らかにする。この条件を基に
<ul> <li>シスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至る を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1): 止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベ の比較を通じて確認した。 抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。</li> <li>(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2)過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Heat Sink)</li> <li>また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ</li> </ul>	化して集約するため以下を事象グループとして選定する。	却機能の成否を分岐図(以下「イベントツリー」という
を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1): 止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事 地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の構 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベ の比較を通じて確認した。 抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重量し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。 (1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (2)過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power) (3)除熟源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Heat Sink) また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保された状態		<u>ンスを抽出する。異常事象のうち炉心全体の昇温に至る</u>
止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事           地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され           の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の根           なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準           内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベロン)           の比較を通じて確認した。           抽出された異常事象に原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)           (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)           (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)           (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Heat Sink)           また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ		を第4.3.1.1図(1)から(7)及び第4.3.1.2図(1)
地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発されの複数の様の の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の様 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベの の比較を通じて確認した。 抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。           (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)           (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)           (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)         (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)           また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での渦出力」及び「炉心流量が確保さ         また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態		止機能及び冷却機能として考慮する対象は、設計基準事
の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の構 なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベ の比較を通じて確認した。 抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し 症性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。           (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)         (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)           (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power)         (1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power)           (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)         (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)           また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での渦出力」及び「炉心流量が確保さ         また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態		地震等の外部事象に関しては、共通原因により誘発され
なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準 内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベ の比較を通じて確認した。 抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow) (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power) (3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULORS: Unprotected Loss of Heat Sink)(1) 炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ なた状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ なた状態での過出力」のび「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保された状態 なた状態での過出力」		の複数の異常事象及び設計基準事故対処設備の複数の機
内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レイの の比較を通じて確認した。加出された異常事象に原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)(2)過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power)(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での渦出力」及び「炉心流量が確保さ		<u>なお、異常事象の抽出が適切であることは、設計基準</u>
の比較を通じて確認した。 抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)(2)過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Transient Over-Power)(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での渦出力」及び「炉心流量が確保さ		内部事象に関する確率論的リスク評価(出力運転時レベ
抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し 能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)(2)過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Transient Over-Power)(2)過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Loss of Heat Sink)(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さまた、「炉心流量減少」、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態		の比較を通じて確認した。
能性があることから、イベントツリーで展開された多数 ことにより以下の事象グループを選定する。(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Transient Over-Power)(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: (2) 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Loss of Heat Sink)また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さまた、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態		<u>抽出された異常事象に原子炉停止機能の喪失を重畳し</u>
<ul> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(2) 過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Transient Over-Power)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)</li> <li>また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ</li> </ul>		<u>能性があることから、イベントツリーで展開された多数</u>
<ul> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)</li> <li>(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power)</li> <li>(2) 過出力時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Transient Over-Power)</li> <li>(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)</li> </ul>		ことにより以下の事象グループを選定する。
<ul> <li>(2)過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Transient Over-Power)</li> <li>(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)</li> </ul>	(1)炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF: Unprotected Loss of Flow)	(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOF:
(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink) (3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: U また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態	(2)過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprotected Transient Over-Power)	(2)過出力時原子炉停止機能喪失(UTOP: Unprot
また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ」また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態	(3)除熱源喪失時原子炉停止機能喪失(ULOHS: Unprotected Loss of Heat Sink)	(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS: U
	また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態での過出力」及び「炉心流量が確保さ	また、「炉心流量減少」、「炉心流量が確保された状態

故の選定

異常の結果変動するパラメータを系統的 ものを第4.3.1.1 表に示す。ここでは、 うち「炉心」、原子炉冷却系統施設のう に備」、「冷却材純化設備」、「ナトリウ 制御系統施設のうち「安全保護回路」、 系」、その他試験研究用等原子炉の附属 た。抽出した異常事象の炉心への影響に 場合、これらは、「炉心流量減少」、「炉 が確保され、過出力でない状態での除熱 果を第4.<u>3</u>.1.2 表に示す。

転時の異常な過渡変化又は設計基準事故 すなわち、集約した異常事象<u>及び</u>原子 長される事故シーケンスを抽出する。

象を含む。)による原子炉停止機能の喪失 傷に至る最小の組合せ全てを炉心の著し に異常事象ごとに原子炉停止機能及び冷 う。)上に展開することにより事故シーケ るものについて展開したイベントツリー から(7)に示す。このとき、原子炉停 事故対処設備に限る。設計基準を超える れる主冷却系2ループポンプトリップ等 機能喪失の一部として考慮される。 準事故対処設備の安全機能を対象とした ベル 1PRA)において選定した起因事象と

した事象は、炉心の著しい損傷に至る可 数の事故シーケンスを類型化し集約する

Unprotected Loss of Flow) tected Transient Over-Power) Unprotected Loss of Heat Sink) 態での過出力」及び「炉心流量が確保さ

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
れ、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉停止機能が正常に作動した場合にあ	れ、過出力でない状態での除熱源喪失」において、原子炉
っても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失により、炉心の著しい損傷に至る可	っても、崩壊熱を除去するための強制循環冷却機能の喪失
能性があると想定する事故に相当するものがある。ここでは、強制循環冷却機能を喪失する共	能性のある事故シーケンスが抽出される。また、強制循環
通原因として原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルを超えて低下する <u>こ</u>	原子炉冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレ~
<u>と</u> が抽出される。また、全交流動力電源喪失も、強制循環冷却機能を喪失する共通原因として	が抽出される。 <u>さらに、</u> 全交流動力電源喪失も、強制循環
抽出される <u>こと</u> を踏まえ、 <u>以下についても、</u> 炉心の著しい損傷に至る可能性があるため、事象	抽出される <u>。以上を</u> 踏まえ、 <u>イベントツリーで展開された</u>
グループに選定する。	約することにより以下の事象グループを選定する。
(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失	(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去
(LORL: Loss of Reactor Level)	Level)
(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能	(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位か
喪失 (PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)	喪失(PLOHS: Protected Loss of Heat Sink)
(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失 (SBO:Station Blackout)	(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪
なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事故の進展についても以上の事象グル	なお、設計基準を超える地震等の外部事象に起因する事
ープに集約される。	ープに集約される。
さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、燃料要素の線出力密度は高く、また、	さらに、高速実験炉原子炉施設の炉心燃料集合体では、
正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉心の局所的な昇温により燃料破損が	正三角格子状に稠密に配列していることなどを考慮し、炉
発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第4.2.1.3表に示す。炉心の局所的な昇温	発生するおそれのある異常事象を抽出した。結果を第4.3
により燃料破損が発生した場合に、全炉心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性を確	ーを第4.3.1.3図(1)から(3)に示す。なお、「流路閉3
認するため、以下を事象グループに選定する。	
	を確認するため、以下を事象グループとして選定する。
(7) 局所的燃料破損 (LF: Local (Fuel) Faults)	(7)局所的燃料破損(LF: Local(Fuel)Faults)
	抽出された事故シーケンス及び選定した事象グループ
	考慮されたものを比較、検討し、これらの抽出及び選定総
4.2.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定	4.3.1.3 事象グループにおける評価事故シーケンスの選定
4.2.1.2 で選定した事象グループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、それらの中か	4.3.1.2 で選定した事象グループに複数の事故シーケンン
ら、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選定にあたって影響の大きさを考慮した	ら、評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。選び
以下の点に着眼する_(8)	以下の点に着眼する。
(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によって複数の機能が喪失し、 炉心の著し	(1) 共通原因故障又は系統間の機能の依存性によっ
い損傷に至る。	い損傷に至る。
(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が短い。	(2) 炉心損傷防止措置の実施に対する余裕時間が領
(3) 炉心損傷防止措置に必要な設備容量が大きい。	(3) 炉心指傷防止措置に必要な設備容量が大きい
(4) 事象グループの中の特徴を代表している。	(4)事象グループの中の特徴を代表している
	ここで、「事象グループの中の特徴を代表している
	の安全機能を対象とした内部事象に関すス確率論的リス
	上り定量化した事故シーケンス毎の恒心指復 届在を表明
	<u>よりに里山しにず吸く ノイハ西の州心頂腐煩度と参照</u>

**炉停止機能が正常に作動した場合にあ** 失により、炉心の著しい損傷に至る<u>可</u> 環冷却機能を喪失する共通原因として ベルを超えて低下する<u>事故シーケンス</u> 環冷却機能を喪失する共通原因として た多数の事故シーケンスを類型化し集

去機能喪失(LORL: Loss of Reactor

が確保された状態での崩壊熱除去機能

喪失(SBO:Station Blackout)

事故の進展についても以上の事象グル

燃料要素の線出力密度は高く、また、 炉心の局所的な昇温により燃料破損が <u>3.1.3</u>表に示す。<u>また、イベントツリ</u> 塞事象(千鳥閉塞))及び「局所的過熱 での想定を超える事象であるため、設 ー上での展開はない。 炉心の局所的な 大して炉心の著しい損傷に至る可能性

# <u> と国外のナトリウム冷却型高速炉で</u> 結果が妥当であることを確認した。

スが含まれる場合には、それらの中か 定にあたって影響の大きさを考慮した

って複数の機能が喪失し、炉心の著し

短い。

」については、設計基準事故対処設備 へク評価(出力運転時レベル 1PRA)に 景した。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。	各事象グループについて選定した評価事故シーケンスを以下に示す。
(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失(ULOF)	(1) 炉心流量喪失時原子炉停止機能喪失
a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	a. 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
b. 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	b. 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故
	<u>c.1次主循環ポンプ軸固着及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</u>
(2) 過出力時原子炉停止機能喪失 (UTOP)	(2) 過出力時原子炉停止機能喪失
a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事	a. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事
故	故
b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の	b. 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の
重畳事故	重畳事故
(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失 (ULOHS)	(3) 除熱源喪失時原子炉停止機能喪失
a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	a. 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	b. 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故
	c. 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失(LORL)	(4) 原子炉容器液位確保機能喪失による崩壊熱除去機能喪失
a. 1次冷却材漏えい( <u>2箇所)</u> 事故	a. 1 次冷却材漏えい( <u>安全容器内配管(内管)破損)及び安全容器内配管(外管)</u>
	破損の重畳事故
	b.1次冷却材漏えい(1次主冷却系配管(内管)破損)及び1次主冷却系配管(外
	管)破損の重畳事故
	c.1次冷却材漏えい(1次補助冷却系配管(内管)破損)及び1次補助冷却系配管
	(外管) 破損の重畳事故
(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能	(5) 交流動力電源が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩壊熱除去機能
喪失 (PLOHS)	喪失
a. 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故	a. <u>外部電源喪失</u> 及び強制循環冷却失敗の重畳事故
b. <u>外部電源喪失</u> 及び強制循環冷却失敗の重畳事故	b. <u>2次冷却材漏えい</u> 及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失(SBO)	(6) 全交流動力電源喪失による強制循環冷却機能喪失
a. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故	a. 全交流動力電源喪失(外部電源喪失及びディーゼル発電機起動失敗)事故
また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。	また、局所的燃料破損事故について選定した結果を以下に示す。
(7)局所的燃料破損(LF)	(7)局所的燃料破損
a. 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	a. 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故
	4.3.1.4 格納容器の破損に至る可能性があると想定する事故
	本原子炉施設であるナトリウム冷却型高速炉については、格納容器の破損を含む包括的解析や
	容器破損モードと同様に整理され国際的に共通認識されている格納容器破損モードは存在しな
	い。このため、本原子炉施設においては、格納容器破損モードを想定した上でそれぞれの破損モ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ードに照らして評価の対象とする事故シーケンスを選定
	効性評価のために選定した全ての評価事故シーケンスを
	性評価のための評価事故シーケンスとして選定し、炉心
	<u>て、その場合において、格納容器破損防止措置を講じる</u>
	性があることを確認する。
	格納容器破損防止措置の有効性評価においては、ナト
	破損を引き起こす機構に応じて設定した評価項目を満
	有効性を確認している。その結果として、想定される全
	器破損防止措置が有効であることが確認できる。
	なお、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した
	シーケンスにおいて直ちに格納容器への負荷が発生する
	システムで、伝熱特性に優れた単相のナトリウムを冷却
	少ない小型の原子炉で、高い固有の安全特性を有してい
	性物質の閉じ込めに有効な物理障壁を形成していること
	いること、格納容器(床下)を窒素ガス雰囲気としてい
	由空間体積が存在することなどの特徴を有している。し
	性があることを確認するための評価においては、これら
	シーケンスの特徴を適切に考慮して評価を行う。炉心の
	生じる事象にあっては、事象グループ「炉心流量喪失時
	停止機能喪失」、「原子炉容器液位確保機能喪失による崩
	が存在し、かつ原子炉容器液位が確保された状態での崩
	スの有効性評価が対応する。これらの評価事故シーケン
	の評価事故シーケンスと同様であるかあるいは包絡され
	ての評価事故シーケンスを対象とすることにより、炉心
	<u>する事故の全体を一貫して評価することができる。</u>
第4.2.1.1表 異常発生の部位とパラメータ変動を系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整	   第4.3.1.1表 異常発生の部位とパラメータ変動を系統的に考
理 (1/2)	理 (1/2)
第4.2.1.1表 異常発生の部位とパラメータ変動を系統的に考慮した異常事象の抽出結果及び影響の整	第4. <u>3</u> .1.1表 異常発生の部位とパラメータ変動を系統的に考加
理 (2/2)	理 (2/2)
第4. <u>2</u> .1.2 表 炉心の著しい損傷に全る可能性がある通常運転状態からの逸脱の原因を系統的に抽出し て選定した異常事象	第4. <u>3</u> .1.2表 炉心の著しい損傷に至る可能性がある通常運転 て選定した異常事象

をするのではなく、炉心損傷防止措置の有 をそのまま格納容器破損防止措置の有効 、損傷防止措置が機能しないことを仮定し しこととし、格納容器破損防止措置に有効

リウム冷却型高速炉において格納容器の 足することを確認することにより措置の こての格納容器破損機構に対して、格納容

二場合において、必ずしも全ての評価事故 ることはない。また、本原子炉施設は低圧 时は使用していること、燃料の装荷量のいること、原子炉冷却材バウンダリが放射 、原子炉容器外側に安全容器を設置していること、格納容器(床上)には大きな自いたがって、格納容器(床上)には大きな自いたがって、格納容器破損防止措置に有効の本原子炉施設の設計の特徴と評価事故の本原子炉施設の設計の特徴と評価事故の本原子炉施設の設計の特徴と評価事故の著しい損傷が生じ、格納容器への負荷が 病子炉停止機能喪失」、「過出力時原子炉 病壊熱除去機能喪失」及び「交流動力電源 病壊熱除去機能喪失」の評価事故シーケン 、ス以外の評価事故シーケンスは、これらいると考えられるが、有効性評価では、全いの著しい損傷に至る可能性があると想定

慮した異常事象の抽出結果及び影響の整

慮した異常事象の抽出結果及び影響の整

状態からの逸脱の原因を系統的に抽出し

	х Х	変更前(2021.12.2々	寸補正)			変更後	
第	54. <u>2</u> .1.3 表 炉心の局所 系統	的な昇温をもたらす 的に抽出して選定し	通常運転状態からの逸脱の原因を た異常事象	第	ぎ4. <u>3</u> .1.3 表 炉心の局所 系統	的な昇温をもたらす 的に抽出して選定し	ナ通常道 した異常
原因	左記原因をもたらす	異常発生部位に	異 常 事 象	原因	左記原因をもたらす	異常発生部位に	
	事象	よる分類			事象	よる分類	
炉心局所の 流量減少	燃料要素の破損による 流路阻害	同左	燃料要素の <u>自然</u> 破損	炉心局所の 流量減少	燃料要素の破損による 流路阻害	同左	燃料
	異物混入による流路閉 塞	同左	流路閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 流路閉塞事象(千鳥閉塞)		異物混入による流路閉 塞	同左	流路 流路
炉心局所の 過出力	過剰な核分裂性物質量 を有する燃料要素の炉 心局所への誤装荷	同左	局所的過熱事象(約10%過出力) 局所的過熱事象(約30%過出力)	炉心局所の 過出力	過剰な核分裂性物質量 を有する燃料要素の炉 心局所への誤装荷	同左	局所
(なし)				(追加) <u>第 4. 3. 1. 1 図</u> <u>(</u> 省略)	] 炉心全体の昇温に至る	ものについて展開し	<u>、たイベ</u>
(なし)				(追加) <u>第 4. 3. 1. 2 図</u> <u>(省略)</u>	] 炉心全体の昇温に至る	ものについて展開し	<u>、たイベ</u>
(なし)				(追加) <u>第 4. 3. 1. 3 図</u> <u>(省略)</u>	] 炉心局所の昇温に至る	ものについて展開し	<u>」たイベ</u>
(なし)				(追加) <u>4.3.2 炉心</u> <u>(省略)</u>	<u> 遺傷防止措置及び格納容器</u>	破損防止措置の有	<u> 効性評(</u>

運転状態からの逸脱の原因を 常事象

異	常	事	象

↓要素の<u>偶発的</u>破損

8閉塞事象(1サブチャンネル閉塞) 8閉塞事象(千鳥閉塞) 所的過熱事象(約10%過出力) 所的過熱事象(約30%過出力)

ベントツリー(原子炉停止機能)

ベントツリー(冷却機能)

ベントツリー

「価の条件等

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	4.3.3 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性
2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の
<ul><li>(1)事故の原因及び説明</li></ul>	(1) 事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、1次主循環ポンプトリッ	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重
プによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心	プによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失す
の著しい損傷に至る可能性がある。	の著しい損傷に至る可能性がある。
	<u>出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、</u>
	間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止
	を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい
	却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であること
	止措置を講じる。
<u>したがって、</u> 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「1次主循	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重
環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止す	ップ」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心
る。	
さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏ま	さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出する
え、制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原	え、制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗を想定し、
子炉保護系(スクラム)の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。	子炉保護系(スクラム)の動作失敗を想定し、後備炉
	なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低
	<u>ータを使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の</u>
	<u> </u>
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、代替原子炉トリップ信号	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重
による原子炉停止機能 <u>がないと</u> 仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷	原子炉トリップ信号による原子炉停止 <u>)が</u> 機能 <u>しない</u>
却系における低速運転(1次主循環ポンプのポニーモータを使用)、2次主冷却系の自然循	傷に至ることから、1次主冷却系における低速運転(
環及び主冷却機の自然通風により、 <u>放射性物質等(溶融</u> 炉心物質 <u>を含む。)</u> を冷却すること	用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風
で原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める	とで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原
措置を講じることで格納容器の破損を防止する。	る措置を講じることで格納容器の破損を防止する。
また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出される	また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融
エネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能性がある	エネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内
ため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過の影響を	ため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容
緩和し、格納容器の破損を防止する。	緩和し、格納容器の破損を防止する。
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重
格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.2.1図に示す。本事象において、多量の放	格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. <u>3. 3. 1</u> .
射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「電源喪失」の原子炉トリップ信号発	おいて、多量の放射性物質等を放出するおそれのある
信失敗を起点とする。	炉トリップ信号発信失敗を起点とする。
(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい損	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗

<u>生評価結果</u> )重畳事故

体的な考え方

電事故では、1次主循環ポンプトリッ つることから、炉心の昇温によって炉心

さらに炉心が損傷を開始するまでの時 する措置として、この時間内に原子炉 う損傷に至った場合、損傷炉心物質の冷 から、自動で作動する格納容器破損防

望豊事故では、「1次主循環ポンプトリ いの著しい損傷を防止する。

おそれのある事故であることを踏ま 後備炉停止系を整備するとともに、原 停止系用論理回路を整備する。 法運転(1次主循環ポンプのポニーモ の自然通風により崩壊熱の除去を行

至豊事故では、<u>炉心損傷防止措置(</u>代替 <u>いことを</u>仮定した場合、炉心の著しい損 (1次主循環ポンプのポニーモータを使 風により、<u>損傷</u>炉心物質を冷却するこ 〔子炉容器内に放射性物質等を閉じ込め

に伴う即発臨界超過により放出される にナトリウムが噴出する可能性がある S器構造により即発臨界超過の影響を

2畳事故における炉心損傷防止措置及び 1図に示す。本評価事故シーケンスに 事故への移行は、「電源喪失」の原子

女の重畳事故において、<br />
炉心の著しい損

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的	傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷
とする。	とする。
a. $\sim$ d.	a. $\sim$ d.
(省略)	(変更なし)
e. <u>異常</u> を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるもの	e. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗</u> を検知
とする。 <u>なお、</u> 当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作	をスクラム又は停止できるものとする。当該
させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁	より原子炉保護系を動作させて原子炉を停止
石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断に	動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備
より制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止	御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後個
制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法	駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構に
がある。	止制御棒を挿入する方法がある。 <u>また、条件</u>
	増大させると、炉心の著しい損傷を回避て
	動で1次主冷却系の流量を増大できるもの
	<u>d</u> .の措置による炉心損傷防止措置の有効
	めに自主的に講じる措置である。
$(ii) \sim (iii)$	(ii) ~ (iii)
(省略)	(変更なし)
(4)資機材	(4) 資機材
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重量
格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 <u>4.2.2.1</u> 表に示す。これらの設備等は、 <u>基準地</u>	格納容器破損防止措置に使用する設備等を第 <u>4.3.3.1.1</u>
震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。	の設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子
	質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定めの
(5) 作業と所要時間	(5) 作業と所要時間
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び	外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重量
格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第 <u>4.2.2.2</u> 表に示す。	格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を領
	す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の
	要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要
	置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐してい
	物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉加
	当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保
	る。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するため、
	子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。
(6)措置の有効性評価	(6) 措置の有効性評価
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
a. 解析条件	a. 解析条件
計算コードSuper-COPDにより解析する。	計算コードSuper-COPDにより解析
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。	主要な解析条件を以下に示す。 <u>なお、これらの</u>

傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的

ロした場合には、運転員は手動で原子炉 該操作手順には、手動スクラムボタンに 中させる方法、手動操作による制御棒駆 備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制 備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒 により手動操作にて制御棒又は後備炉停 件によっては、1次主冷却系の流量を できる可能性があるため、運転員は手 のとする。なお、本措置は上記 b. ~ 効性を確認した上で、安全性向上のた

i畳事故における炉心損傷防止措置及び :第4<u>. 3. 3. 1. 3表及び第4. 3. 3. 1. 4</u>表に示

社の項目、各措置の所要時間を含めた必 公要な要員は4名、格納容器破損防止措 いる運転員6名(「核原料物質、核燃料 「施設保安規定において、中央制御室に保することを定める。)で対処可能であ の、大洗研究所内の他の試験研究用等原

析する。<u>本評価事故シーケンス</u>に対する の値は、「4.3.2.3 有効性評価における

変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
	解析の条件設定の方針」に基づき、設計値等の
	下同じ。
	1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。
	して、ホットレグ温度を 456℃、コール
	流量の初期値を定格流量とする。
	また、燃料最高温度、被覆管最高温度
	<u>れ、1,794℃、540℃及び531℃とする。</u>
	2) 燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ素
<u>i</u> )原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1.	<u>3</u> )原子炉保護系の特性は、プロセス量の計
3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。	付書類 10 1.3.2 原子炉保護系の特性
<u>ii</u> ) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ループの1 次主循環ポンプの主電	4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、
動機が同時に停止し、2 ループのポニーモータによる低速運転に <u>引継</u> がれる	- 機が同時に停止し、2 ループのポニー*
ものとする。	ものとする。
<u>iii</u> ) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支	<u>5</u> )ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温
	- 板温度係数にはノミナル値(最適評価値
<u>iv</u> )原子炉の自動停止は「1次主循環ポンプトリップ」によるものとし、応答時	<u>6</u> ) 原子炉の自動停止は「1 次主循環ポンプ
間は4.2秒とする。	- は 4.2 秒とする。
v)原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理	7) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の
回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとす	 温度の上昇を高めに評価するため、原-
<u>-</u> る。	ないものとし、後備炉停止系用論理回路
	定の速度で急速挿入されるものとし、負
	解析では制御棒の挿入速度について、
vi)措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	8) 措置として整備する設備の単一故障は低
	- 9)崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が ¹
	して計算したノミナル値(最適評価値)
b. 解析結果	b. 解析結果
解析結果を第 4.2.2.2 図に示す。「1次主循環ポンプトリップ」に係る後備炉停止	解析結果を第4.3.3.1.2図に示す。
系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止す	外部電源喪失の発生により、1次主循環ポン
る。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループの	主冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電
ポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心	発信に失敗し、代替原子炉トリップ信号である
の被覆管最高温度は約630℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。炉	発生後 1.2 秒で後備炉停止系用論理回路に到望
心の冷却材最高温度は約 620℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。また、炉心の	回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の通
燃料最高温度は約1,800℃にとどまる。	外部電源喪失により炉心流量は事象発生04
	の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却
	温度の上昇による負の反応度が投入され、原子
	燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプ
	川 い プ 後け 1 次 主 冷却 豕 け 1 次 主 毎 電 ポンニ

D現実的な条件を用いたものである。以 また、1次主冷却系の温度の初期値と <u>ドレグ温度を350℃、1次主冷却系の</u> **度及び冷却材最高温度の初期値をそれぞ** 热伝達率は、0.7W/cm²℃とする。 |測誤差を考慮しないことを除き、「添 と同一とする。 2ループの1次主循環ポンプの主電動 モータによる低速運転に引き継がれる 度係数、構造材温度係数及び炉心支持 値)を用いる。 [°]トリップ」によるものとし、応答時間 挿入量を小さくすることにより、炉心 子炉保護系及び主炉停止系には期待し 路の動作により後備炉停止制御棒が所 負の反応度を 1.4%△k/k とする。また、 制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反 :する。 反定しない。 平均燃焼度に到達する保守的な想定と を用いる。 /プの主電動機、2次主循環ポンプ及び 「源喪失」による原子炉トリップ信号の る「1次主循環ポンプトリップ」が事故

<u>達し、時刻4.2秒に後備炉停止系用論理</u> <u>速度で急速挿入を開始する。</u> 秒から減少しており、後備炉停止制御棒

の挿入が開始されるまで被覆管温度及び冷却材温度が上昇する。その間、主に冷却材 温度の上昇による負の反応度が投入され、原子炉出力は定格出力の約92%まで低下し、 燃料温度も低下する。また、1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ポンプのト リップ後は、1次主冷却系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き継がれ、2

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	次主冷却系は自然循環に移行する。2次主循語
	クにより、主冷却器出ロナトリウム温度の制術
	代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動
	それに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材
	力のバランスにより、一度上昇に転じてから
	度は、初期温度から上昇せず緩やかに低下す
	<u>が行われる。</u>
	燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,
	覆管最高温度及び冷却材最高温度は、後備炉
	ぞれ約 630℃及び約 620℃であり、評価項目
	材温度は、初期値からほとんど上昇せず最高
	する。
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても炉心の	以上より、外部電源喪失及び原子炉トリッン
著しい損傷は防止される。	炉心の著しい損傷は防止される。
	<u>ii</u> ) 不確かさの影響評価
	炉心損傷防止措置の有効性評価における不確れ
	かさの影響は小さい。このため、ここでは解析条
	本評価事故シーケンスに対処するための措置にお
	転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。
	解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意
	に対する余裕が小さくなると考えられる反応度低
	て評価項目に対する影響を評価する。反応度係
	よる幅(炉心支持板温度係数:±20%、炉心支持
	れぞれ以下のとおり設定する。
	なお、各解析条件に係るパラメータが互いに教
	ため、有効性評価においては、原則としてパラ
	の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能
	ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有
	不確かさの影響は小さく、評価項目に対してもス
	るようにこれらを組み合わせることは過度に保
	が、ここでは、あえて重畳させることにより不確
	ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対し
	となるよう絶対値が最
	燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に
	<u> </u>
	被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対
	小となるよう絶対値カ
	冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対
	小となるよう絶対値が

環ポンプのトリップに伴うインターロッ 御は、停止時の制御モードに切り替わる。 停止後は、原子炉出力が急速に低下し、 温度も低下するが、炉心流量と原子炉出 再び低下する。原子炉容器出口冷却材温 る。以降は、安定に原子炉の崩壊熱除去

,800℃であり、評価項目を満足する。被 停止制御棒の挿入開始時に出現し、それ を満足する。また、原子炉容器出口冷却 温度は約 460℃であり、評価項目を満足

プ信号発信失敗の重畳事故を想定しても

かさの影響について、計算コードの不確 そ件の不確かさの影響を評価する。なお、 おいては運転員等の操作がないため、運

意な影響を与えるもののうち、評価項目 系数の不確かさに係る感度解析を実施し 数の不確かさ幅は、炉心構成の変動等に 板温度係数以外:±30%)を考慮し、そ

独立な場合、その不確かさに相関はない メータごとに感度解析を行って不確かさ 力に優れ、小型で負の反応度フィードバ しており、解析条件に係るパラメータの 大きな余裕があるため、結果が厳しくな なら的な想定となることは明らかである 確かさの影響を最大限に評価する。 て、正のフィードバック効果が最大 たの負の値を使用する。 こ、絶対値が最大の負の値を使用す

<u>けして、負のフィードバック効果が最</u> が最小の負の値を使用する。 けして、負のフィードバック効果が最 が最小の負の値を使用する。

杰莱 <u>关 (0001-10-0</u> 出社工)		
変更則(2021.12.2 付補止)		
	<u>ラッパ管温度係数 :</u>	<u>ラッパ管温度の上昇に</u>
		<u>最小となるよう絶対値</u>
	<u>炉心支持板温度係数:</u>	本評価事故シーケンン
		及び炉心冷却材温度等
		容器入口冷却材温度の
		度係数の不確かさは考
	解析結果を第4.3.3.1.3 図	に示す。
	後備炉停止制御棒の挿入	、が開始されるまでに、
	度が小さくなることにより	、原子炉出力の低下か
	しかし、結果として、被覆	管最高温度及び冷却を
	<u>とほとんど変わらず、それ</u>	ぞれ約 630℃及び約 63
	燃料最高温度は、「i)基	本ケース」の解析と変
	<u>材の最高温度は、「i)基</u>	本ケース」の解析とほ
	目を満足する。	
	以上より、外部電源喪失	モ及び原子炉トリップ
	において、不確かさの影響	を考慮した場合にあっ
(ii)格納容器破損防止措置	(ii) 格納容器破損防止措置	
a. 放射性物質等の原子炉容器内保持	i)基本ケース	
i) 記因過程の評価	i. 起因過程の解析	
a) 解析条件	<u> </u>	燃料が溶融してラッパ
計算コードSAS4Aにより解析する。	過程と呼び、計算コー	ドSAS4Aにより解
	<u>。</u> 解析条件	
	SAS4AC‡	いけろ解析体系を第4
	ーケンスに対する	ション シュート ション
	<ol> <li>1) 「「「「」」「」」</li> </ol>	<u>/土文な/井// 木/                                </u>
	<u> </u>	5 各チャンネルけ 〕
	流路及び構造材	<u>が代表する</u> SAS4
	に示す	<u>(114) 0, 0110 1</u>
	<u>(C/()。</u> 9) 原子恒出力の初	期値を完枚出力とする
		<u> 新順を定伯山/Jこする</u> ガ泪宙を 456°C - ユー
		<u>/ 価度を 4000、 ユー</u>
1) 一帆雲酒での雲酒が合て同時に生われ 9.10-プの1.版子毎雪ポンプの子電動		
1) 一般电源示の电源が主く同時に大われ、 $2\nu$ - $\gamma$ の1 次主催泉ホンクの主电動 機が同時に信止し、 0.4、 プのポー、エ、 クロトス低速度和に引換がわるため		
<u> (矮か回時に停止し、2ルーノのホーーモータによる低迷連転に引継かれるもの</u> しまえ	機か回時に停止	し、21レーノの小ニー
<u>とうる。</u>		
	動機の停止後の	<u> </u>
<u>2</u> )何らかの理由により原子炉トリッブ信号の発信に失敗するものとする。	<u>4)</u> 何らかの理由に	より原子炉トリップ信
	5) ドップラ係数、)	然料密度係数、冷却材
	び構造材密度係	数にはノミナル値(最
	6)崩壊熱は、連続道	重転により炉心燃料が

 こ対して、負のフィードバック効果が 直が最小の負の値を使用する。
 スにおける評価項目である燃料温度
 等が最大値となるまでの間は原子炉
 の変化が生じないため、炉心支持板温
 考慮しない。

<u>、主に冷却材の負のフィードバック反応 が基本ケースの解析に比べ小さくなった。</u> 対最高温度は、「i)基本ケース」の解析 520℃であり、評価項目を満足する。また、 変わらず約1,800℃、原子炉容器出口冷却 ほとんど変わらず約460℃であり、評価項

<u>信号発信失敗の重畳事故を想定した場合</u> っても、炉心の著しい損傷は防止される。

<u>パ管が破損するまでの初期の過程を起因</u> 砕する。

<u>. 3. 3. 1. 4 図に示す。また、本評価事故シ</u> <u>以下に示す。</u>

<u>ル(以下「SAS4Aチャンネル」とい</u> 単一の燃料要素とこれに付随する冷却材 Aチャンネルの配置図を第4.3.3.1.5図

5。また、1 次主冷却系の温度の初期値と -ルドレグ温度を 350℃、1 次主冷却系の

 1、2 ループの1次主循環ポンプの主電動 ・モータによる低速運転に引き継がれ、炉 ふものとする。1次主循環ポンプの主電 3.1.6 図に示す。

言号の発信に失敗するものとする。

†密度係数(ナトリウムボイド反応度)及 長適評価値)を用いる。

平均燃焼度に到達する保守的な想定とし

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
	て計算したノミナル値(最適評価値)
	7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の近
3) 照射燃料集合体については、放出エネルギーが大きくなるよう燃料インベント	8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比
リの大きい炉心燃料集合体に置き換える。	状や組成も異なるため、炉心燃料集合
	<u>理的ではない。また、その燃料装荷量</u>
	燃料損傷が発生したとしても事象推移
	燃料集合体は炉心燃料集合体に置き推
	度係数は、照射燃料集合体の値を用い
	とする。
	9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と
	う過渡計算に分けて計算する。定常計
	<u>各メッシュの出力に応じた FP ガスの</u>
	<u>量と温度に応じた放出量の計算を行い</u>
	では、定常計算の結果を初期条件とし
	<u>10) ナトリウムボイド反応度が負である</u>
	炉の出力が十分に低下し、燃料の温度
	燃料が溶融する前に喪失し、燃料自
	る。また、燃料内の温度分布が平坦化
	は、高温化によって既に強度が低下し
	れる。燃料破損時の燃料溶融割合が小
	が抑えられることを考慮し、燃料は溶
b)_解析結果	b解析結果
解析結果を第4.2.2.3 図に示す。	解析結果を第 4. <u>3.3.1.7 図及び第 4.3.</u>
外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故においては、1次主	本評価事故シーケンスにおいては、1
循環ポンプの主電動機の停止によって冷却材流量が減少し、出力/流量比の高い	て冷却材流量が減少するため、燃料要素
集合体で冷却材が沸騰し、燃料の破損に至るが、冷却材温度の上昇に伴う負の反	る。冷却材温度の上昇に伴う密度反応度
応度、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出力は低	と低下する。燃料温度は、燃料要素から
下し、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどまり、即発臨界を超えるこ	の後、原子炉出力の低下とともに低下す
とはない。	<u>は、正の燃料密度反応度とドップラ反応</u>
	は、更に上昇を続け出力/流量比が最も
	<u>ャンネル 12)において、燃料上端部で冷</u>
	し炉心中心に拡大すると、燃料要素から
	ド反応度は負であるため、沸騰気泡の拡
	らの除熱の減少により被覆管の溶融と移
	による溶融被覆管の炉心中央から上下へ
	調に減少していた原子炉出力がわずかに
	する。炉心全体では、負の冷却材密度反
	しているため、全反応度は未臨界の状態
	負の反応度、その後破損した燃料の上下

を用いる。

<u> 軍転サイクル初期とする。</u>

二べて内部構造が複雑であり燃料要素の形 合体と同様に忠実にモデル化することは合 量は炉心燃料集合体に比べて少なく、仮に 多に与える影響は小さい。このため、照射 換え、集合体の出力、冷却材流量及び反応 いることで、起因過程では損傷しない想定

と、冷却材流量減少挙動等の過渡挙動を扱 算では、燃料要素の熱計算及び変形計算、 <u>の生成量の計算や燃料中の FP ガスの保持</u> い、炉心の燃焼状態を模擬する。過渡計算 して各種過渡現象を模擬した計算を行う。 っため、本評価事故シーケンスでは、原子 医低下と収縮により被覆管による拘束力は 身の強度が失われれば崩壊する状態にな とし、燃料の中心部で溶融が生じる段階で した燃料は、短時間で崩壊に至ると考えら いまど燃料分散による負の反応度効果 容融開始直後に破損するものとする。

<u>. 3. 1. 8</u>図に示す。

次主循環ポンプの主電動機の停止によっ からの除熱が減少し冷却材温度が上昇す は負であるため、原子炉出力はゆっくり の除熱の減少でいったん上昇するが、そ る。燃料温度の低下に伴う反応度効果 度であるがいずれも小さい。冷却材温度 大きいチャンネル(第4.3.3.1.5図のチ 却材の沸騰が始まる。沸騰気泡が成長 の除熱は更に減少する。ナトリウムボイ 大は負の反応度効果を持つ。燃料要素か 動が始まるが、ナトリウム蒸気流と重力 の移動は正の反応度効果を持つため、単 上昇し、これに伴い燃料温度も若干上昇 応度及びナトリウムボイド反応度が卓越 が維持される。冷却材温度の上昇に伴う への分散に伴う負の反応度が投入される

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>ことで原子炉出力は低下する。時刻約71</u>
	が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限
	囲では、炉心は出力/流量比が大きい15
	<u> 集合体数:2)の損傷にとどまる。</u>
	起因過程において、評価項目に影響を2
	化は、事象全体を通じて負にとどまり臨り
	の範囲も限定的であり、有意なエネルギー
	重要なパラメータである炉心平均燃料温度
	低下し、その後も大きく上昇することは
	に一部冷却材密度反応度及びボイド反応原
	反応度価値はその上下の負となる領域の反応
	象推移に与える影響は極めて小さい。
	以上より、起因過程において、有意な正
	炉出力の上昇がないまま低温状態で推移
	移過程に移行する。
ii <u>)</u> 遷移過程の <u>評価</u>	ii <u>.</u> 遷移過程の <u>解析</u>
	起因過程の後、ラッパ管の溶融から炉心
	事故が核的に収束するまでの過程を遷移過
	により解析する。
a <u>)</u> 解析条件	a <u>.</u> 解析条件
計算コードSIMMER- <u>Ⅲ⁽⁹⁾</u> により解析する。	<u>SIMMER-IV</u> における解析体系を
	故シーケンスに対する主要な解析条件等る
1) 起因過程の解析結果を初期 <u>条件とする。</u>	1) 起因過程の解析結果を初期 <u>状態とし、</u>
	<u>圧力)及び原子炉の出力及び反応度を</u>
	おける初期物質分布を第4.3.3.1.10
2) 起因過程の解析結果を引継ぐタイミングは、ラッパ管が破損する前とする。	2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイミ
	ッパ管が破損する <u>直</u> 前とする。
3) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部	3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体ス
案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。	る流動抵抗の増加効果を考慮する。ま
	料粒子(燃料が一旦溶融した後に固化
	びスティール粒子は、それぞれ同じ速
	材及び蒸気相は、これらと独立の速度
	4) 空間依存動特性における中性子束分布
	用いる。また、使用する核データは、
	を 18 群エネルギー構造に縮約した核
	自己遮蔽因子テーブル)を用いる。
	5) 原子炉容器内全体を3次元直交座標(
	ル化し、鉛直方向は低圧プレナムから
	心から遮へい集合体までをモデル化す

<u>.. 7 秒でチャンネル 12 のラッパ管の温度</u> 界に達する。約 70 秒間の起因過程の範 チャンネル(チャンネル 12、炉心燃料

及ぼす重要なパラメータである反応度変 界(0.0\$)を超えない。また、炉心損傷 一放出はなく、評価項目に影響を及ぼす 度は、初期値から約10℃上昇した後に ない。なお、内側炉心の軸方向中心領域 度が正となる領域があるが、その領域の 反応度価値に比べて絶対値は小さく、事

正の反応度効果はなく、反応度及び原子 し、部分的な炉心損傷の状態で後続の遷

損傷が全炉心に拡大し、事象推移を経て 超程と呼び、計算コードSIMMER-IV

<u>第 4.3.3.1.9 図に示す。また、本評価事</u> を以下に示す<u>。</u>

<u> 炉心物質の分布(質量、温度、速度及び</u> そのまま引き継ぐ。SIMMER-IVに 図に示す。

、ングは、<u>SAS4Aの適用限界である</u>ラ

スティールについて、固体粒子の混在によた、密度がほぼ等しい、液体燃料及び燃 した固体粒子)並びに液体スティール及 度度を持つものとする。ナトリウム、制御 て場を持つものとする。

<u> Fの計算には、3 次元の輸送計算モデルを</u> 核設計に用いられている高速炉用炉定数 三反応断面積セット(無限希釈断面積及び

(流体力学メッシュ : 21×19×67) でモデ カバーガス領域までを、径方向は内側炉 ⁻る。核計算メッシュは、流体力学メッシ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ユの一部の燃料物質が存在する領域を対象
	6) 炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレナ
	るための圧力境界条件を与える。各炉心燃
	を再現できるようオリフィス圧力損失係数
	<u>は、すでに1次主循環ポンプのポニーモー</u>
	め、定格運転時の約10%流量を再現するよ
	7) B型及びC型照射燃料集合体は、同じ列に
	力に最も近い炉心燃料集合体に置き換える
	8) 炉心からの燃料流出経路としては、制御楮
	御棒駆動機構下部案内管(以下両者ともに
	体の集合体間ギャップを考慮する。
	9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレットが
	<u>ットを直ちに破損させ、可動性のある燃料</u>
	とする。
	10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造時
b <u>)</u> 解析結果	b解析結果
解析結果を第4.2.2.4図から第4.2.2.6図に示す。	解析結果を第 4. <u>3. 3. 1. 11</u> 図から第 4. <u>3. 3. 1</u>
本事象においては、炉心での冷却材流量が定格流量の約10%まで低下するため、	遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は
炉心部の冷却材が沸騰し、被覆管が溶融する。その後、未破損であった燃料が崩	る除熱は不十分であり炉心の昇温は続くが、
壊し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。このため、反応度と出力が上昇し、 	<u>進展は極めて緩慢なものとなる。また、遷移</u>
全炉心規模で燃料が溶融する。全炉心規模での燃料溶融後は制御棒下部案内管及	されているため、反応度及び原子炉の出力に
び後備炉停止制御棒下部案内管からの燃料流出によって深い未臨界状態となる	に損傷していた集合体に隣接する燃料集合体
が、ここでは制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管からの燃料流出	集合体管壁が損傷又は集合体内の冷却材がボ
を保守的に無視した解析を行った。その結果、反応度が1\$を超過し、出力が上昇	燃料集合体では、被覆管が溶融して燃料ペレ
するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その	すると正の反応度が投入され、時刻 100 秒前
出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約 5,110℃である。最高温度到達後は	られる。損傷領域が狭い間は、反応度の上昇
燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。この即発臨界超過後は溶融燃	<u>により損傷領域が拡大するとともに燃料の横</u>
料が炉心上下に流出することにより未臨界状態となる。	化も徐々に大きくなる。反応度は、変動しな
	燃料が内側炉心領域に移動すると鉛直方向の
	度が投入される。時刻 115 秒から反応度と原
	原子炉出力が定格値を超える。原子炉出力の
	<u>ティール量が増加し、炉心物質の可動性が増</u>
	昇するようになる。数回の反応度上昇とパル
	集合体が全炉心規模で損傷し、損傷した燃料
	て、いったん分散した燃料が再度凝集するこ
	超過する。2 回目の即発臨界超過の燃料の集
	ルスとエネルギー放出が生じる。評価項目に
	る炉心平均燃料温度の最大値は約 3,700℃で

象とする。 ナム部の側面には、炉心流量を再現す 然料集合体の入口には、定格時の流量 数を与える。また、遷移過程開始時に -タによる低速運転に移行しているた 、うに入口圧力を設定する。 装荷されている燃料集合体の平均出 <u>5.</u> 奉駆動機構下部案内管、後備炉停止制 こ「LGT」という。)及び径方向の反射 ³固相線温度に達した時点で燃料ペレ 料チャンク (未溶融の固体燃料粒子) 密度で沈降するものとする。 <u>1.13</u>図に示す。 t健全状態にある。一方、冷却材によ 原子炉出力が低いため、炉心損傷の 過程の初期には、損傷集合体が限定 大きな変化はない。起因過程終了時 では、損傷炉心物質の接触に伴い、 バイド化する。冷却材がボイド化した ットが損傷し、損傷した燃料が沈降 「後に反応度と原子炉出力の上昇が見 ·量は大きくないが、ラッパ管の溶融 方向の移動が可能になると反応度変 がら徐々に上昇し、特に外側炉心の の燃料凝集よりも更に大きな正の反応 〔子炉出力の振幅が大きくなり、時折〕 上昇により燃料温度の上昇と溶融ス 加し、即発臨界近くまで反応度は上 ス状の原子炉出力の上昇を経て燃料 の炉心下部への凝集により時刻 129 する。この時に発生した圧力によっ <u>とにより時刻 131 秒にも即発臨界を</u> 中運動によって比較的大きな出力パ 影響を及ぼす重要なパラメータであ ある。これらの事象推移における炉

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	心内の物質分布の変動を可視化した解析
	評価項目に影響を及ぼす重要なパラメー
	この時に発生するスティール蒸気圧に
	心物質が炉心周囲の反射体及び遮へい集
	<u>て固化する。この結果、反応度は、深い</u> ま
	<u>炉出力も急速に低下する。その後、再び</u>
	ネルギー放出が生じる可能性はない。な
	とスティールが堆積しており、短時間で
	<u>に流出することはない。炉心周囲の反射</u>
	<u>ャップ部及び遷移過程終了時に炉心に残</u>
	炉心物質」という。)において、崩壊熱に
	期にわたる再配置挙動及び冷却挙動につ
	<u>する。なお、この炉心内の燃料の凝集挙</u>
	<u>粘性を零としている。</u>
iii <u>)</u> 再配置・冷却過程の <u>評価</u>	ⅲ <u></u> 再配置・冷却過程の <u>解析</u>
	起因過程及び遷移過程を経て事故が核的に
	い、深い未臨界状態に移行)した後も損傷し
	事故は更に進展する。原子炉容器内での損傷
	る残留炉心物質の溶融と流出挙動に依存して
	移に関しては、基本となるシナリオを想定し
	の放出状況及び残留炉心物質の溶融と炉心領
	び形態)の考え得る変動幅から長時間の再配
	配置場所での損傷炉心物質の量及び形態に基
	エネルギー放出が小さい場合には、損傷炉
	ム底部及び炉心領域を対象とする。大きなエ
	物質の再配置場所として、上部プレナムの炉
	平構造物の上面)及び材料照射ラック底部を
	損傷炉心物質による熱的負荷に対する解析を
	再配置場所を第4.3.3.1.14図に示す。
a )解析条件	a <u>.</u> 解析条件
計算コードSuper-COPD及びFLUENT ^{(10)、(11)} により解析する。	下部プレナムにおけるデブリベッドの
	境界条件をSuper-COPDで計算
	<u>ッドの冷却をデブリベッド熱計算モジュ</u>
	<u>ついては、1次主冷却系流量等の境界条</u>
	心領域における残留炉心物質から周囲構
	計算し、残留炉心物質の再配置場所から
	<u>内での熱流動挙動</u> をFLUENTで解析
	リベッドの冷却については、堆積状態に応
	心支持台上面に堆積した扁平なデブリベ

結果を受けて、機械的応答過程において タである機械的エネルギーを解析する。 より炉心インベントリの約 30%の損傷炉 合体間のラッパ管間のギャップに移行し 未臨界状態(-200\$未満)に低下し、原子 反応度は、正に回復することはなく、エ お、炉心領域の下部には、固化した燃料 溶融燃料が LGT を通じて炉心領域の下方 体及び遮へい集合体間のラッパ管間のギ 留した燃料及びスティール(以下「残留 より発熱を続ける炉心燃料のその後の長 いては、再配置・冷却過程において解析 動の解析においては保守的に炉心物質の

収束(反応度が再び正にもどることのな た炉心燃料の崩壊熱による発熱によって 炉心物質の再配置挙動には、崩壊熱によ 大きな変動幅がある。このため、事象推 た上で、遷移過程における熱エネルギー 減からの流出挙動(損傷炉心物質の量及 置挙動を検討し、想定される最終的な再 づいて冷却挙動の解析を行う。

心物質の再配置場所として、下部プレナ
 ネルギー放出を伴う場合には、損傷炉心
 心支持台上面(炉心構造物を支持する水
 対象とする。それぞれの場所について、
 行う。原子炉容器内での損傷炉心物質の

冷却については、1次主冷却系流量等の し、下部プレナムに形成されるデブリベ ールで解析する。残留炉心物質の冷却に 件をSuper-COPDで計算し、炉 造材等への伝熱過程を伝熱計算モデルで 周辺の冷却材への熱移行及び原子炉容器 する。また、上部プレナムにおけるデブ なじてデブリベッド熱計算モジュール(炉 ッドが対象)及び伝熱計算モデル(材料

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	照射ラック底部に堆積した縦長円柱状の
	価事故シーケンスに対する主要な解析条
	<u> 析条件等を、6)から 11)にそれぞれの</u>
	<u>1)再配置・冷却過程の初期状態は、遷移</u>
	時点の炉心状態から設定する。遷移過
	30%の損傷炉心物質が炉心周囲の反射
	<u>ャップに移行して固化している。ここ</u>
	の量及び下部プレナムへ移行する損
	<u>に炉心周囲へ移行する損傷炉心物質</u>
	に、炉心領域に残留する損傷炉心物質
	態を再配置・冷却過程の初期状態とつ
	2)核分裂による発熱は考慮しない。
1)1次主冷却系の循環パスは確保されており、1次主循環ポンプのポニーモータ	3)1次主冷却系の循環パスは確保されて
- 運転と2次主冷却系の自然循環による冷却パスは確保されるものとする。	- 運転と2次主冷却系の自然循環による
2) 炉心から下部プレナムに移行する燃料量は炉心インベントリの 70%とする。	
容器底部にデブリベッドとして堆積するものとする。	
	4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が
	て計算したノミナル値(最適評価値)
	- 継続していることを考慮して、希ガス
	値を用いる。原子炉停止後の経過時間
	れぞれの再配置場所について設定する
	5) 炉心領域から下部プレナム又は上部に
	クール度の高い大量のナトリウムに。
	下部プレナムでは原子炉容器底部に、
	構造物を支持する水平構造物の上面)
	リベッドとして堆積するものとする。
	 質を用いた試験結果に基づき、デブ!
	6) 遷移過程の終状態の残留炉心物質は、
	ールの混合物となり、崩壊熱によって
	質の一部は、LGT を通じ下部プレナム
	の熱損失のバランスによって残留炉
	ナムへの流出も止まる。従って、遷移
	心物質の量である炉心インベントリ6
	<u> 一 い の 電 は 炉 心 れ 質 の 量 は 炉 心 イ ン ベ ン ト リ の 309</u>
	後に炉心領域から溶融炉心物質の一

デブリベッドが対象)で解析する。本評 件等について、1)から5)に共通的な解 再配置場所に対する解析条件等を示す。 過程の解析において核的挙動が収束した 過程の終状態では、炉心インベントリの約 体及び遮へい集合体間のラッパ管間のギ では、炉心領域に残留する損傷炉心物質 傷炉心物質の量が保守的に多くなるよう の量を炉心インベントリの 30%から 20% 質の量を炉心インベントリの 80%とした状 たる。

こおり、1次主循環ポンプのポニーモータ 6冷却パスは確保されるものとする。

第平均燃焼度に到達する保守的な想定とし を基に、燃料の損傷・溶融と高温状態が な及び揮発性の FP からの崩壊熱を除いた 引は、遷移過程後の事象進展を考慮してそ る。

パレナムに移行した溶融炉心物質は、サブ 、って効率的に冷却・固化・微粒化して、 上部プレナムでは炉心支持台上面(炉心 及び材料照射ラック底部に粒子状のデブ デブリベッドの性状については、炉心物 り粒子径を400µm、空隙率を0.6とする。 未溶融又は再固化した燃料と溶融スティ (徐々に再溶融する。溶融した残留炉心物 い流出する。炉心領域に残留する損傷炉 50%を下回ると、崩壊熱と炉心周辺構造へ 心物質の溶融が止まるとともに下部プレ 5過程終了時に炉心領域に残留する損傷炉 280%から下部プレナムへ移行する損傷炉 6とする。

基本ケースでは、事象の開始から約 130 秒 部が径方向反射体及び遮へい集合体のラ 減域での核反応が停止すると遷移過程の終

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	状態となる。このため、下部プレナムの
	発生から約130秒後とする。また、下
	材及び原子炉容器壁の初期温度は、それ
	<u> 3.</u>
	8) 6) より炉心領域に残留する損傷炉心物
	<u> </u>
	<u>9)</u> 炉心領域に残留する燃料の崩壊熱の起
	<u>秒後とする。また、冷却過程開始時点</u> (
	は最高約 1,930℃、構造材及び冷却材
	350℃、炉心周辺領域を除く支持板上ス
	<u>は約460℃とする。この残留炉心物質</u>
	<u>する燃料とスティールの平衡温度であ</u>
	次主冷却系流量等の境界条件をSup
	冷却過程開始時点における各領域の温
	10) 大きなエネルギー放出が生じた場合に
	とともに、圧力上昇により相当量の推
	る。ここでは、保守的に炉心上部構造
	<u>ト</u> 下端からハンドリングヘッドの上端
	炉心物質の放出の抑制効果を無視して
	の量は炉心インベントリの 100%とする
	いて高温炉心物質やナトリウムの蒸発
	SIMMER-IVで解析した結果によ
	心物質は炉容器壁近傍の上部プレナム
	ラック及び炉心支持台上面に堆積する
	射ラックの開口面積の比より、炉心イ
	料照射ラック底部に堆積し、残りは炉
	11)機械的応答過程の解析より、上部プロ
	高さから炉心支持台上面までの高さを
	<u>て、</u> 上部プレナムのデブリベッドの崩
	かさ影響の評価ケース①における核反
	<u>ブリベッドの初期温度は、遷移過程の</u>
	<u>5,110℃の損傷炉心物質が上部プレナ</u> 」
	沈降した際の損傷炉心物質の温度を保
	度は上部プレナムに放出された炉心物
	<u> 衡温度である。</u>
b)解析結果	b解析結果
1次主冷却系における低速運転(1次主循環ポンプのポニーモータを使用)、	本評価事故シーケンスで想定される解析
2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風による原子炉容器内冷却によ	冷却材の原子炉容器出口温度は、冷却材の
り、損傷炉心は長期にわたって安定的に冷却され、炉心内に残留した燃料及び炉	熱によって変動する。Suner-COI

のデブリベッドの崩壊熱の起点は事象の 部プレナムのデブリベッド、周囲の冷却 れぞれ約 420℃、約 420℃及び 350℃とす

物質の量は炉心インベントリの 50%とす

<u>点は、7)と同様に事象の発生から約130</u> の炉心条件として、残留炉心物質の温度 <u>村温度について、支持板下方の領域は約</u> <u>方の領域は約500℃並びに炉心周辺領域</u> の温度は遷移過程の終状態で炉心に残留 <u>る。また構造材及び冷却材の温度は、1</u> <u>er-COPDで計算した際に得られた</u> <u>度である。</u>

には、炉心領域全体が短時間で溶融する 員傷炉心物質が上部プレナムに放出され (炉心燃料集合体内の上部反射体ペレッ までの間に位置する構造物) による損傷 、上部プレナムに移行する損傷炉心物質 <u>。また、次節のiv.機械的応答過程にお</u> ・膨張による機械的エネルギーの発生を ると、上部プレナムに放出された損傷炉 底部に沈降し、その位置にある材料照射 。堆積位置の広がり面積に対する材料照 ンベントリの約 4%の損傷炉心物質が材 心支持台上面に堆積するものとする。 レナムに損傷炉心物質が噴き上げられた :終端速度で落下すると保守的に仮定し 壊熱の起点は、後述する遷移過程の不確 <u>応の停止から 10 秒後とする。また、デ</u> )不確かさの影響評価の解析結果より約 ムに放出されて燃料集合体頂部位置まで 守的に切り上げた 600℃とする。この温 **b**質と上部プレナム内のナトリウムの平

<u> 折条件において、原子炉容器を通過する</u> の流量減少、原子炉出力の変動及び崩壊 PDにより解析した原子炉容器出口冷却

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
心部から放出されて原子炉容器底部等に移行した燃料は、原子炉容器内で保持さ	材温度の変化を第4.3.3.1.15図に示す。
れる。なお、原子炉容器底部に生じる最大応力(一次応力)はSUS304ステ	まで上昇するが、炉心損傷防止措置の評価
ンレス鋼のクリープ破断特性と比較して小さく、原子炉容器が破損することはな	<u>ンダリ温度 550℃を超えないことから、</u>
	バウンダリの損傷に至ることはない。
	<ol> <li>下部プレナムにおけるデブリベック</li> </ol>
	炉心インベントリの 30%の損傷炉心
	<u>いては、「ⅲ. 再配置・冷却過程の7</u>
	ベントリの 70%の損傷炉心物質から7
	大きな余裕がある。また、原子炉容
	<u>について、「iii.</u> 再配置・冷却過程の
	ンベントリの 70%の損傷炉心物質から
	は、SUS304のクリープ破断強
	心インベントリの 30%の損傷炉心物質
	で安定に保持・冷却できる。
	<u>②</u> 残留炉心物質の冷却
	炉心領域に残留した損傷炉心物質6
	合については、「ⅲ. 再配置・冷却過
	心インベントリの 80%の損傷炉心物質
	して余裕がある。このため、残留炉
	く炉心領域において固化した状態で
	内の冷却材温度も過大になることは
	下する。したがって、残留炉心物質
	影響を及ぼすことはない。
	③ 上部プレナムにおけるデブリベッ
	材料照射ラック底部に堆積したデン
	支持台上面に堆積したデブリベッド
	その後、崩壊熱の減衰によって、こ
	る。また、原子炉容器内の冷却材温
	減衰とともに単調に低下する。した
	全性が損なわれることはない。
	<u>iv.機械的応答過程の解析</u>
b. 原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響緩和	機械的応答過程では、起因過程又は遷移過す
i) 機械的エネルギーによるナトリウム噴出量の評価	熱エネルギー放出がある場合、高温となった
	上部プレナムへ移動し、ナトリウムとの熱的
	トリウム蒸気圧によって上部プレナム内のナ
	<u>グ、小回転プラグ及び炉心上部機構等(以下</u>
	ガス領域を圧縮し、原子炉冷却材バウンダリ
	プレナム内のナトリウムの加速による機械的
	ギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う

原子炉容器出口冷却材温度は約 500℃ 西項目として設定した原子炉冷却材バウ 分却材温度の上昇によって原子炉冷却材

ド冷却

<u>い物質からなるデブリベッドの冷却につ</u> 下確かさの影響評価」における炉心イン なるデブリベッドの場合の結果に対して 器底部に生じる最大応力(1次応力) の不確かさの影響評価」における炉心イ らなるデブリベッドの条件における結果 度と比較して小さい。したがって、炉 質からなるデブリベッドも原子炉容器内

の量が炉心インベントリの 50%となる場 過程の不確かさの影響評価」における炉 質が炉心領域に残留した場合の結果に対 心物質は、再溶融かつ移動することな 安定に冷却できる。また、原子炉容器 なく、崩壊熱の減衰とともに単調に低 が原子炉冷却材バウンダリの健全性に

ド冷却

<u>ブリベッドの最高温度は約760℃、炉心</u> の最高温度は約760℃まで上昇するが、 れらのデブリベッドの温度は低下す 度も過大になることはなく、崩壊熱の がって、原子炉冷却材バウンダリの健

程において即発臨界超過の結果、大きな 炉心物質は、炉心内の圧力に駆動されて 相互作用を生じる。その結果発生するナ トリウムが上方に加速され、大回転プラ 「回転プラグ」という。)の下面のカバー 等に対して機械的な負荷を与える。上部 りエネルギーの発生並びに機械的エネル 原子炉容器構造応答、回転プラグ及び固

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器(床上)へのナトリウ</u>
	<u>ム噴出挙動の解析を行う。ナトリウム噴出に係る解析結果は、格納容器応答過程の解</u>
	析に引き渡して、ナトリウムの燃焼等に対する格納容器の応答を解析する。
	a <u>.</u> 解析条件
a <u>)</u> 解析条件	高温炉心物質やナトリウムの蒸発・膨張による機械的エネルギーの発生をSIM
<u>計算コードSIMMER-IV⁽¹²⁾、AUTODYN⁽¹³⁾及びPLUG⁽¹⁴⁾により解析</u>	<u>MER-IVで解析する。SIMMER-IVにおける解析体系を第4.3.3.1.16図に示</u>
する。	<u>す。機械的エネルギー発生時の原子炉容器内の圧力上昇に伴う原子炉容器構造応答</u>
	<u>をAUTODYNで解析する。AUTODYNにおける解析体系を第4.3.3.1.17図</u>
	<u>に示す。機械的エネルギー発生時の回転プラグ下面の圧力上昇に伴う回転プラグ及</u>
	び固定ボルトの応答挙動並びに回転プラグの間隙を通じた格納容器(床上)へのナ
	<u>トリウム噴出をPLUGで解析する。PLUGにおける解析体系を第4.3.3.1.18 図</u>
	<u>に示す。本評価事故シーケンスに対する主要な解析条件等を以下に示す。</u>
	1) 遷移過程において即発臨界を超過して原子炉の出力の急上昇が起こった直後の、
1) 機械的エネルギーを高めに評価する観点から、 炉心損傷後の膨張過程の解析で	炉心平均燃料温度が最高値に達した時点の炉心状態(炉心物質の質量、温度、
は、炉心の下端及び径方向外端は剛体として扱う。	速度及び圧力)を機械的応答過程の初期状態とする。熱エネルギーの放出によ
	り高温となった炉心物資が蒸発・膨張しつつ炉心から上方に噴出され、ナトリ
	ウムを蒸発・膨張させながら機械的エネルギーに変換されるものとする。
	2) <u>SIMMER-IVによる機械的エネルギー発生の解析は、水平方向は炉心中心</u>
2) 遷移過程の解析結果を初期条件とする。	から原子炉容器の内面まで、鉛直方向は炉心燃料下端部から回転プラグ底板の
	下端面までを、3 次元直交座標を用いてモデル化する。 炉心及びその周辺の初期
	<u>状態は、遷移過程の解析結果をそのまま接続する。初期の炉心平均燃料温度及</u>
	び炉心平均スティール温度は、「i)基本ケース ii. 遷移過程の解析」の結果
	<u>よりそれぞれ 3,700℃及び 1,470℃とする。なお、炉心物質が保有する全熱エネ</u>
	ルギーに対応する指標として、ここでは炉心平均燃料温度に加えて炉心平均ス
	<u>ティール温度も示した。</u>
	3) 炉心部から上部プレナムへと溶融炉心物質が容易に噴出するように、遷移過程
3) 遷移過程の解析結果を引継ぐタイミングは、 炉心平均燃料温度が最大値に到達	<u>において炉心部の上部構造の流路中に侵入した溶融炉心物質が固化することに</u>
した時点とする。	<u>よって形成される閉塞を無視し、また、原子炉容器内において、機械的エネル</u>
	<u>ギーの吸収に寄与する構造の流動に対する抵抗を無視するなど、機械的エネル</u>
	<u>ギーの発生が大きくなるような条件とする。</u>
	4) <u>AUTODYN</u> による原子炉容器の構造応答解析は、原子炉容器全体を 2 次元
4) 機械的エネルギーの定義は、上部プレナムのナトリウムが圧力源から受ける外	<u>円筒座標でモデル化する。原子炉容器全体は、上端で支持される構造とし、原</u>
部仕事とする。	<u>子炉容器胴部の変形及び底部の変位を解析する。機械的エネルギー発生の解析</u>
	<u>で得られた炉心物質の膨張における圧力-体積変化を圧力源として解析する。</u>
	5)回転プラグは動かない剛体としてモデル化し、この構造物の変形による機械的
	<u>エネルギーの吸収効果を無視するなど、原子炉容器への負荷が大きくなるよう</u>
	<u>な条件とする。</u>
	<u>6) PLUGによる解析は、回転プラグ及びその固定ボルトをモデル化する。また、</u>
	回転プラグ間隙の垂直部分を環状流路、水平部分を矩形流路としてモデル化す

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	る。回転プラグの応答及び固定ボルトの
	は、機械的エネルギー発生の解析で得ら
	形による圧力緩和効果を無視し、回転プ
	7) 定常の流動方程式を用いて噴出ナトリウ
	噴出量が多くなる条件とする。
	b <u>.</u> 解析結果
b <u>)</u> 解析結果	<ol> <li>(1) 機械的エネルギーの発生</li> </ol>
	即発臨界超過による熱エネルギーの放
<u>炉心損傷後の膨張過程において崩壊炉心部から上部プレナムに放出された溶融</u>	料と溶融スティールの混合物が上方に放出
燃料と溶融スティールの混合物は、冷却材との熱的相互作用によりナトリウム蒸	<u>これが圧力源となって、上部プレナムの</u> ナ
気を生成させ、上部プレナムのナトリウムを上方へ加速するとともに、原子炉構	に機械的負荷を与える機械的エネルギー~
造に機械的負荷を与える。この際、発生する機械的エネルギーは約3.6MJである。	値は約 1.8MJ である。なお、圧力源の最大
機械的負荷によって炉心バレル構造物及び原子炉容器が水平方向に変形するが、	は初期の25%程度である。機械的エネルキ
原子炉冷却材バウンダリの健全性は損なわれない。また、安全容器側壁には作用	心物質とナトリウムの FCI である。FCI て
を及ぼさない。垂直下方向への機械的負荷は原子炉容器を下方へ変形させるもの	圧力が発生する Phase A と呼ばれる現象が
の、健全性は損なわれない。また、原子炉容器の下方への変形により安全容器底	<ol> <li>原子炉容器の構造応答</li> </ol>
<u>面には作用を及ぼさない。垂直上方向への機械的負荷は原子炉容器胴上部及び回</u>	圧力源の膨張により上部プレナムのナトリ
転プラグの固定ボルトの変形によって吸収され、原子炉容器の健全性は損なわれ	<u>ーガス領域を圧縮する。この間に生じる機械</u>
<u>ない。回転プラグは短時間の間、垂直上方向へ変位するものの、ボルトの健全性</u>	形させるものの、原子炉容器に生ずる周方向
は損なわれず、回転プラグの気密性は確保され、原子炉容器内から格納容器(床	範囲内)であり、許容限界である 10%を超え
上)へのナトリウムの噴出は生じない。	性が損なわれることはない。なお、安全容器
	③ 回転プラグ及び固定ボルトの応答並び
	炉心上部機構及び小回転プラグは大回
	プラグとの相対変位は生じない。大回転に
	最大約 1. 2mm 上向きに浮き上がるが、原子
	がりに必要な圧力以下に低下すると、支持
	ラグの固定ボルトのひずみは最大でも約(
	十分小さく、固定ボルトの健全性が損なれ
	以上より、機械的負荷により回転プラク
	ものの落下・着座し、固定ボルトの健全性
	また、大回転プラグの浮き上がりは極短
	される回転プラグ間の間隙を通じてナトリ
	とはない。
	<u>v.</u> 格納容器応答過程の解析
<u>ii) 噴出ナトリウムの熱的影響の評価</u>	機械的応答過程より、不確かさの影響を考慮
	<u>容器(床上) ヘナトリウムが噴出することはた</u>
	<u>確認するために、あえてナトリウムが噴出する</u>
	よりその影響を評価する。
	a解析条件

D変形を駆動するプラグ下面の圧力履歴 られた圧力履歴を用い、原子炉容器の変 [°]ラグへの負荷が大きくなる条件とする。 ウムの流量を計算するなど、ナトリウム

※出で高温・高圧となった炉心から溶融燃出され、液体ナトリウムを蒸発させる。 ナトリウムを上方へ加速し、原子炉構造へ変換される。機械的エネルギーの最大 大膨張時におけるカバーガス領域の体積 ギーを発生させる物理現象は溶融した炉では高温物質と低温物質の接触時に単相 が知られている。

リウムの上昇速度は、徐々に増大しカバ 域的負荷は、原子炉容器を水平方向に変 ]ひずみの最大値は約 0.1%(弾性変形の えない。したがって、原子炉容器の健全 景側面及び底面に作用を及ぼさない。

にナトリウム噴出挙動

|転プラグと一体となって変位し、大回転 プラグは 80ms 程度の短時間の間だけ、 子炉容器内の圧力が回転プラグの浮き上 時フランジ上に落下・着座する。回転プ 0.1%であり、破断伸びである 15%より われることはない。

グは短時間の間、垂直上方向へ変位する 性は損なわれない。

<u>短時間であって、その間に一時的に形成</u> リウムが格納容器(床上)へ噴出するこ

変更後
計算コードCONTAIN-LMRに。
図に示すとともに、主要な解析条件等を
1)格納容器(床上)及び外気をモデル化
<u>2)不確かさの影響を考慮したとしても、</u>
することはないが、 <u>ここでは、格納容</u>
<u>えて</u> 230kg のナトリウムが噴出すると
<u>3</u> ) ナトリウムの燃焼形態として、スプレィ
それぞれの燃焼形態が支配的となるよ
ムとコンクリートが直接接触して反応
ナトリウムがプール燃焼と同じ面積で
仮定する。
4) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が
て計算したノミナル値(最適評価値)
FP の 50%が格納容器(床上)へ放出
容器内雰囲気ガスに対する熱源とする
5)格納容器(床上)圧力の初期値は0.2
は40℃とする。
6) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流
する。
<u>7</u> ) 水素の発生については、ナトリウムと
ー 分との反応を <u>それぞれ</u> 考慮するものと
8) Cs-137 の格納容器外への放出量につ
が平均燃焼度に到達したとの保守的な
から冷却材には全量が放出されると低
(床上) での凝集、沈着等による除去
b解析結果
解析結果を第 4.3.3.1.20 図から第 4.3
ナトリウムの熱的影響については、ス
<u>-</u> コンクリート反応する場合についてそれ
格納容器(床上)の雰囲気の圧力が最高
あり、最高圧力は約 0.9 <u>3</u> kg/cm ² [gage](
ー 納容器の設計圧力 1.35kg/cm ² [gage](約
格納容器鋼壁の温度が最高となるのは、
最高温度は約68℃まで上昇するが、格納
格納容器(床上)の水素濃度が最大と
応のケースであり、最大水素濃度は約0.7
4vo1%を下回る。
また、格納容器外への Cs-137 の放出に
0%、格納容器内から格納容器外への放出

より解析する。解析体系を第4.3.3.1.19 <u>以下に示す。</u> ける。 格納納容器(床上)~ナトリウムが噴出 <u>器の健全性を入念に</u>確認するために、<u>敢</u> :仮定する。 、燃焼及びプール燃焼を<u>それぞれ想定し、</u> うな液滴径を設定する。また、ナトリウ 「することも想定し、この場合、噴出した ご広がり、全てコンクリートと反応すると 平均燃焼度に到達する保守的な想定とし を基に、希ガスのFPの100%、揮発性の されるものとし、これらの崩壊熱は格納 25kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値 による熱伝達及び熱輻射を考えるものと 雰囲気中の湿分又はコンクリート中の水 :する。 いては、定格出力運転を継続し炉心燃料 €仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉心 反定し、冷却材中での捕獲及び格納容器 を考慮するものとする。 . 3. 1. 22 図に示す。 プレイ燃焼、プール燃焼及びナトリウム れぞれ解析した。 高となるのは、スプレイ燃焼のケースで (約0.092MPa[gage])まで上昇するが、格 JO.13MPa[gage]) を超えない。 <u>同様に</u>スプレイ燃焼のケースであり、 四容器鋼壁の設計温度 150℃を超えない。 なるのは、<u>ナトリウム-</u>コンクリート反 7<u>6</u>vo1%まで上昇するが、<u>燃焼</u>限界濃度の

<u>こついて、原子炉冷却材による除去率は9</u> 計率は約 0.083%、総放出量は約 0.33TBq

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>となり、100TBq を十分に下回る。</u>
	以上より、格納容器(床上)へのナト
	る格納容器の健全性は確保されるととも
	以上 <u>i.からv.</u> より、外部電源喪失及び原子炉
以上より、外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容	しても格納容器の破損は防止され、施設からの多
器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。	<u>ii) 不確かさの影響評価</u>
	i. 起因過程の不確かさの影響評価
	起因過程の不確かさの影響について、計算
	<u>量の不確かさの影響を評価する。また、解析条</u>
	影響を与えるものとしては反応度係数と燃料す
	既に十分に保守的な条件であるため、反応度保
	反応度、ドップラ反応度及び燃料の軸伸びの7
	かさ幅は、以下のとおり設定する。
	1) FP ガスの保持量 : 燃料ペレット中の FP た
	動モデルの計算値に対して、負の反応度効
	FP ガス圧力の効果を無視する。
	2) ナトリウムボイド反応度: 炉心の核設計に
	ナトリウムボイド反応度は、炉心の極一音
	項目に影響を及ぼすパラメータである反応
	1.3 倍に、負の領域では 0.7 倍に設定する
	3) ドップラ反応度 : ナトリウムボイド反応度
	ー かさは 30%である。ドップラ反応度係数に
	るため、1.3 倍に設定する。
	算するため、1.3倍に設定する。
	ぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合わせ
	で、感度解析においては、保守的な条件の重畳
	起因過程の解析」に対してそれぞれの不確か;
	起因過程に関する感度解析の結果、評価項目
	反応度については、どの不確かさを考慮したと
	の解析」と同様に臨界(0.0\$)を超えることに
	したとしても 起因過程け 出力及び燃料温度
	のまま後続の遷移過程に移行する事象の推移
	じたケースは 2)のナトリウムボイド反応度の
	<u>つ。巫作ノ ハにル 、、</u> 迴俊開畑旦夜かり及

リウム噴出を仮想しても、評価項目であ に、環境への影響も十分に抑制される。 「トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定 こ量の放射性物質等の放出は防止される。

コードの不確かさとして、FP ガスの保持 各件の不確かさのうち、事象進展に有意な 被損条件が挙げられるが、燃料破損条件は 系数の不確かさとして、ナトリウムボイド 下確かさの影響を評価する。考慮する不確

バスの保持量は、SAS4Aの定常照射挙 」果を持つ破損燃料の分散の駆動力となる

おいては 30%の不確かさを考慮している。 『の領域を除いておおむね負である。評価 芯度を大きく計算するため、正の領域では

<u>
そと同様に、炉心核設計で考慮される不確</u>
は<u>負であるが、起因過程のドップラ反応度</u> ・パラメータである反応度を大きく計算す

: 同様に、炉心核設計で考慮される燃料密 計程の事故シーケンスでは燃料は収縮し反 :ぼすパラメータである反応度を大きく計

なく、互いに独立であると考えられ、それ ることは過度に保守的な想定となる。そこ とは行わず、「(6) 措置の有効性評価 i. さの影響を評価する。

1に影響を及ぼす重要なパラメータであるとしても、「i)基本ケース i.起因過程はない。すなわち、不確かさの影響を考慮しが低い状態で推移し、部分的な炉心損傷が低い状態で推移し、部分的な炉心損傷がと損傷集合体の数に最も大きな影響が生め不確かさを保守的に考慮したケースであた度の減少が若干緩やかになり、沸騰開始

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	時刻や燃料崩壊時刻が早くなっている。このこ
	<u>ースに比べて沸騰及び損傷に至る集合体数が増</u>
	は基本ケースの2集合体から5集合体に増加し
	管の溶融に至っただけであり、炉心全体の燃料
	<u>移過程の事象推移に大きな影響を与えることは</u>
	度ケースでは沸騰開始、燃料崩壊開始、ラッパ
	<u>から約 17%程度早くなったのに対して、1)FP ガ</u>
	の軸伸び、の不確かさの影響を確認するケース
	変化にとどまり、また損傷集合体の数も基本ケ
(なし)	<u> 前. 遷移過程の不確かさの影響評価</u>
	(追加)
(. [5]	iii 再配置・冷却過程の不確かさの影響評価
	(追加)
$(t_{2})$	、~…~   iv.機械的応答過程の不確かさの影響評価
	(追加)
(なし)	▼. 格納容器応答過程の不確かさの影響評価
	(省略)

ことによって事象進展が速くなり、基本ケ
<u>増加した。しかしながら、損傷集合体の数</u>
1しているが、そのうちの3集合体は被覆
料分布は基本ケースと大きく変わらず、遷
はない。なお、2)のナトリウムボイド反応
パ管溶融の各時刻が基本ケースから約14%
ガスの保持量、3) ドップラ反応度、4) 燃料
スでは変化しないか最大でも約 4%以下の
ケースと変わらず2集合体のままである。

	変更前	(2021.12.2 付補正)					変更後			
<u>第4.</u>	<u>2.2.1表 炉心損傷防止措置</u>	置及び格納容器破損防止措置	<u>置に使用する</u>	5設備等		<u>第4.3.3.1.1表</u> 炉	<u>心損傷防止措置に使用す</u>	る設備等		
動作・判断・操作	手順	常設設備	 可搬設備	計装設備	動作・判断・操作	手順	常設設備	設備 可搬設備	計装設備	
原子炉 トリップ信号発信	_	-		<ol> <li>         ・         ・         ・</li></ol>	原子炉 トリップ信号発信	_		_	①原子炉トリップ信号 「電源喪失」	
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉ト リップ信号発信及び原子炉スク ラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>	<ol> <li>1) 制御棒</li> <li>2) 制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> <li>関連する核計装</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	・「電源喪失」による原子炉トリ ップ信号発信及び原子炉スクラ ム(自動停止)について、原子 炉保護系(スクラム)の動作及 び核計装(線形出力系)等の監 担にとり変わする	①制御棒 ②制御棒駆動系	_	<ol> <li>①原子炉保護系(スクラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号「電源喪失」</li> <li>③核計装(線形出力</li> </ol>	
事故発生 の判断	<ul> <li>・「電源喪失」による原子炉トリ ップ信号発信を確認する。</li> </ul>	-		<ol> <li>① 原子炉味護糸(ス クラム)</li> <li>② 関連するプロセス 計装</li> </ol>	事故発生 の判断	<ul> <li>税により確認する。</li> <li>「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信を確認し、発信に 失敗している場合は事故発生と</li> </ul>	_		<ul> <li>ホ)</li> <li>①原子炉保護系(スク ラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号</li> </ul>	
代替トリップ信号発信	_	_	_	<ol> <li>         ① 関連するプロセス 計装         ① 原子炉保護系(ス)     </li> </ol>	代替 トリップ信号発信	– मिमि १ २. –	_		「電源喪矢」 ① <u>代替トリップ信号</u> <u>「1次主循環ポンプ</u>	
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「1次主循環ポンプトリッ プ」による原子炉スクラム(自 動停止)を確認する。</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> </ol>	-	クラム) ② 関連するプロセス 計装 ③ 関連する核計装	原子炉 スクラム	<ul> <li>「1次主循環ポンプトリップ」</li> <li>による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系</li> </ul>	①制御棒		<u>     ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・</u>	
後備炉 停止系 スクラム (自動停止)	<ul> <li>「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理</li> <li>回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停</li> </ul>	<ol> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>後備炉停止系用論 理回路</li> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	(自動停止) 確認	<ul> <li>(スクラム)の動作及び核計装</li> <li>(線形出力系)等の監視により</li> <li>確認する。</li> </ul>	②制御棒駆動系	_	<u>- 「1 伏土帽環ホンク</u> <u>トリップ」</u> ③核計装(線形出力 系)	
確認 原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>止)を確認する。</li> <li>原子炉スクラム(自動停</li> <li>止)、後備炉停止系スクラム</li> <li>(自動停止)を確認する。</li> </ul>	_	_	③ 関連する核計装       –	後備炉 停止系 スクラム	<ul> <li>1次主循環ボンプトリップ」</li> <li>による後備炉停止系用論理回路</li> <li>動作に伴う後備炉停止系による</li> <li>原子炉スクラム(自動停止)に</li> </ul>	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	_	①後備炉停止系用論理           回路           ②代替トリップ信号           「1次主循環ポンプ	
原子炉 手動停止	<ul> <li>・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制 御棒保持電磁石励磁手動断、制 御棒駆動機構による制御棒手動 挿入又は後備炉停止制御棒駆動 機構による後備炉停止制御棒事 動挿みにより、原子炉を停止す</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>関連する核計装</li> </ol>	<ul> <li>(目動停止) 確認</li> <li>原子炉</li> <li>自動停止失敗の</li> <li>判断</li> </ul>	ついて、後備炉停止系スクラム の動作及び核計装(線形出力 系)等の監視により確認する。 ・原子炉スクラム(自動停止)、 後備炉停止系スクラム(自動停 止)を確認し、自動停止の成否 た確認する		_	<u>トリッフ」</u> ③核計装(線形出力 <u>系)</u> –	
原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>新市人により、赤丁炉を停止する。</li> <li>1次主冷却系(ポニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	_	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	原子炉 手動停止	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御 棒保持電磁石励磁手動断、制御 棒駆動機構による制御棒手動挿 入又は後備炉停止制御棒駆動機 構による後備炉停止制御棒手動 挿入により、原子炉を停止す</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ul> <li>①核計装(線形出力 系)</li> </ul>	
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	<ul> <li>放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>	<ol> <li>1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・ 配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)</li> </ol>	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	 下線部が炉心措	る。	<u> </u> 材			
格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、「格 納容器内温度高」、「格納容器 内床上線量率高」により、原子 炉保護系(アイソレーション) が動作し、工学的安全施設が自 動的に作動し、隔離されること を確認する。</li> </ul>	<ol> <li>格納容器</li> <li>2 格納容器バウンダリに属 する配管・弁</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ア イソレーション)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>						

変更前(2021.12.2 付補正)			変更後		
		做人 2.2.1.2.末,按键		マ ∹⊓./±±./☆	
		<u> </u>	內容認收預約正指直に使用9		
	動作・判断・操作	手順	党設設備	設備 可搬設備	計准設備
	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>・1次主冷却系(ポニーモータ低速運転)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	①1次主冷却系           ②2次主冷却系		①原子炉出入口冷却材           温度、1次主冷却系           冷却材流量、主冷却           器出口冷却材温度、           2次主冷却系冷却材           流量
	原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	・放射性物質を閉じ込めるため、 原子炉カバーガス等のバウンダ リを隔離する。	<ul> <li>①1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスのバウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、計装等の小口径のものを除く。)</li> </ul>	_	<ol> <li>①原子炉カバーガス圧 力計</li> <li>②燃料破損検出系</li> </ol>
	格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内 床上線量率高」により、原子炉 保護系(アイソレーション)が 動作し、工学的安全施設が自動 的に作動し、隔離されることを 確認する。</li> </ul>	<ul> <li>①格納容器</li> <li>②格納容器バウンダリに属する配管・弁</li> </ul>	_	①原子炉保護系(アイ)         ソレーション)         ②アイソレーション信         号「格納容器内圧力         高」、「格納容器内         温度高」、「格納容         器内床上線量率高」

#### 変更前(2021.12.2 付補正)

変更後

# 第4.2.2.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

#### 第4.3.3.1.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	見と作	業項目		5	10	15 :	経: 20	過時 25	間 30	(分) ()	60	120	180	) 24	0	備考				
手順の項目	要員(名) 目 (作業に必要な要員数)		要員(名) (作業に必要な要員数)		要員(名) (作業に必要な要員数)		要員(名) (作業に必要な要員数)		要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	マ異常事象発生(外部電源喪失) マ事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリ ▽原子炉自動停止失敗と判断				-リッフ	が信号	発信	失敗	5)	
	当直長		・運転操作指揮			1	1									\$					
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生の判断</li> </ul>													-17-	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉ト リップ信号発信失敗を確認する。</li> </ul>				
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>	・ 炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介在しなく ても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう 設計している。corbxの、運転員の損作はなく、運 転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の 除熱の監視となる。     ろ。     ろ。     ろ。     ろ。     ろ。				<ul> <li>「1次主領環ボンブトリップ」</li> <li>による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> <li>「1次主領環ボンプトリップ」</li> <li>による後備炉停止系計通四路動</li> <li>作に伴う後備炉停止系による原子</li> <li>炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> <li>る。</li> </ul>													
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>														・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。				
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	• 原子炉手動停止														<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動所、後備炉停止制御棒 保持電磁石励磁手動所、制御棒駆 動機構による制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒手動挿入による 後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。</li> </ul>				
自主対策	運転員B、C	2	<ul> <li>・1次主冷却系流量増大</li> </ul>														<ul> <li>1次主冷却系流量増大に係る操 作を実施する。</li> </ul>				

### 第4.3.3.1.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要	員と作	■業項目	Γ	経過時間(分) 5 10 15 20 25 30 《 60 120 180 240 備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▽異常	▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲         ▲
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>		
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断		・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉           自動停止失敗と判断する。
	運転員B、C	2	<ul> <li>原子炉容器内冷却確認</li> </ul>		
	運転員D	1	<ul> <li>原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉 カバーガス等のパウンダリ内に放射性物 質を閉じ込め、貯留</li> </ul>		<ul> <li>・燃料破損検出系により燃料破損 の有無を確認する。</li> <li>・燃料が破損したと推定される場 合、放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のバウン ダリを隔離する。</li> </ul>
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション		・「林納容器内圧力高」、「格納容器内圧する」、「格納容器内圧力高」、「格納容器内運算の」、「格納容器内圧力高」、「格納容器内運算の」におり、原子伊保護 系(アイソレーションは、運転員の操作を介在し なくても、自動的に機能するよう設計している。このた め、運転員の操作はなく、運転員の役割は、隔離状態 の確認及び監視となる。 ・格納容器隔離に失敗したと判断した場合、手動アイソレーション、操作を削めする。操作字施後は、放射性 物質の閉じ込め、貯留状態の監視を継続する。

必要な要員と作業項目														備考	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	∇異常 7事故 ,	7異常事象発生(外部電源喪失) 7事故発生の判断(「電源喪失」による原子炉トリップ信号発信失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断				)						
	当直長		·運転操作指揮							-	 	1 T		4	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>											17	<ul> <li>・「電源喪失」による原子炉ト</li> <li>リップ信号発信失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>												・「1次主領環ボンブトリップ」 による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。 ・「1次主領環ボンブトリップ」 による後備炉停止系計通四路動 作に伴う後備炉停止系による原子 炉スクラム(自動停止)を確認す る。
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>												<ul> <li>・原子炉スクラム、後備炉停止系</li> <li>スクラムに失敗した場合は原子炉</li> <li>自動停止失敗と判断する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>												<ul> <li>手動スクラム、制御棒保持電磁</li> <li>石励磁手動断、後備炉停止制御棒</li> <li>保持電磁石励磁手動断、制御棒手動挿入又は</li> <li>教機構による制御棒手動挿入又は</li> <li>後備炉停止制御棒手動挿入によ</li> <li>り、原子炉を停止する。</li> </ul>
	運転員B、C	2	<ul> <li>原子炉容器内冷却確認</li> </ul>											5	<ul> <li>1次主冷却系(ポニーモータ低 速運転)の運転状況を確認すると ともに、2次主冷却系(自然循 環)及び主冷却機(自然通風)に 異常等がないことを確認する。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員D	1	<ul> <li>原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉 カパーガス等のパウンダリ内に放射性物 質を閉じ込め、貯留</li> </ul>											4	・燃料破損検出系により燃料破損の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉バーガス等のバウンダリを隔離する。
	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認											5	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内圧力高」、「格納容器内は度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。また、隔離に失敗している場合は手動で隔離され。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
第 4. <u>2. 2</u> . 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)	第 4. <u>3. 3. 1</u> . 1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止

措置の対応手順の概要 (変更なし)



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	燃 2800 - 被 900 - 原 140 料 覆 子 <u>——原</u> 温 管 炉 度 度 力 (°C) ₂₄₀₀ 及 800 - 及 120被 一一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一
	→ ボ 材 注 2000 - 度 700 - 100 (℃) (♡)
	1600 - 600 - 80 -
	1200 - 500 - 60 - 被覆管最高温
	800 - 400 - 40 - 冷却材最高温」
	400 - 300 - 20 - 炉
	0 _ 200 L 0
	<u>第4.3.3.1.3 図 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失</u>


























変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	67
	66 65 64 63 <b>炉心上部機構</b> 62 61
	59 $53$ $48$ $43$ $33$ $22$ $16$ $12$ $5 = 7 + 7$
	7 1 1 2 3 4 5 6 8 10 12 14 17 19 20 21 22 済 <u>第 4. 3. 3. 1. 23 図 SIMMER-III(</u> 注:

















変更前 (2021.12.2 付補正)	変更後
4.2.3 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	4.3.3.2 外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗
(1)事故の原因及び説明	(1)事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故では、1次主循環ポ	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の
ンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇	ンプトリップによる炉心流量減少時に原子炉の停止機能を
温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。	温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
	出力流量比の高い集合体において冷却材が沸騰し、さら
	時間は数十秒であることから、炉心の著しい損傷を防止す
	子炉を自動で停止する措置を講じる。また、炉心の著しい
	質の冷却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要であるこ
	器破損防止措置を講じる。
したがって、外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故では、	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の
代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後	回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路
備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。	棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。
さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏	さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそ
まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子	まえ、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「1次主循
炉トリップ信号として整備する。	炉トリップ信号として整備する。
	なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運
	<u>ーモータを使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機</u>
	<u>を行う。</u>
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故では、後備炉停止系	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の
用論理回路による原子炉停止機能がないと仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ること	措置(後備炉停止系用論理回路による原子炉停止)が機能
から、1次主冷却系における低速運転(1次主循環ポンプのポニーモータを使用)、2次	炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却系における
主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通風により、放射性物質等(溶融炉心物質を含	のポニーモータを使用)、2次主冷却系の自然循環及び主
む。) を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に	<u>炉心物質</u> を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度
放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。	に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器
また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出さ	また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に住
れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能	れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内
性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超	性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格線
過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。	の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の
止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.3.1図に示す。本事象におい	止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4
て多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系(スクラ	<u>故シーケンス</u> において多量の放射性物質等を放出するおそ
ム)動作失敗を起点とする。	子炉保護系(スクラム)動作失敗を起点とする。
(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故において、炉心	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作

女の重畳事故

」な考え方 の重畳事故では、1次主循環ポ を喪失することから、炉心の昇

らに炉心が損傷を開始するまでの する措置として、この時間内に原 い損傷に至った場合、損傷炉心物 ことから、自動で作動する格納容

の重畳事故では、代替安全保護 路の動作により後備炉停止制御

それのある事故であることを踏 昏環ポンプトリップ」を代替原子

運転(1次主循環ポンプのポニ 後の自然通風により崩壊熱の除去

の重畳事故では、<u>炉心損傷防止</u> 能しないことを</u>仮定した場合、 る低速運転(1次主循環ポンプ E冷却機の自然通風により、<u>損傷</u> 度上昇を抑制し、原子炉容器内 器の破損を防止する。

伴う即発臨界超過により放出さ 内にナトリウムが噴出する可能 納容器構造により即発臨界超過

の重畳事故における炉心損傷防 4. <u>3. 3. 2</u>. 1 図に示す。<u>本評価事</u> それのある事故への移行は、原

失敗の重畳事故において、炉心 炉心損傷防止措置は、事故の拡

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
大の防止を目的とする。	大の防止を目的とする。
a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性を持たせ、この慣性と1次冷	a. 1次主循環ポンプ及び駆動電動機に適切な慣性
却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次冷却材流量の減少率を小さく	却材の流体慣性により、主電動機停止の際の1次社
する(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約10秒)。	する(ポンプ回転数の慣性降下時の時定数は約 10
b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉トリップ信号として整備するこ	b. 「1次主循環ポンプトリップ」を代替原子炉ト
とにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原	とにより、「電源喪失」による原子炉トリップ信号
子炉の停止を可能とする。	子炉の停止を可能とする。
c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)	c. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより
の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能と~
d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(主炉停止系)の急速挿入に失	d. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(
敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。
e. <u>異常</u> を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できる	e. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗</u> を検知した場
ものとする。 <u>なお、</u> 当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護	炉をスクラム又は停止できるものとする。当該操作
系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制	タンにより原子炉保護系を動作させて原子炉を停」
御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持	る制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は行
電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動	後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒
機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止	する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒
制御棒を挿入する方法がある。	制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある
	を増大させると、炉心の著しい損傷を回避できる
	手動で1次主冷却系の流量を増大できるものとする
	b. ~d. の措置による炉心損傷防止措置の有効
	上のために自主的に講じる措置である。
$(ii) \sim (iii)$	$(ii) \sim (iii)$
(省略)	(変更なし)
(4) 資機材	(4)資機材
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の
止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4. <u>2.3</u> .1表に示す。これらの設備	止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3
等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備する。	に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対
	整備する。これらの設備等は、「添付書類8 10.その他試験
	<u>10.11多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のた</u>
	針に基づき整備する。
<ul><li>(5) 作業と所要時間</li></ul>	(5)作業と所要時間
外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷防	外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重
止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4. <u>2.3.2</u> 表に示す。	措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要に
	<u>4.3.3.2.4表</u> に示す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項目
	た必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要
	防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐して
	<u>質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく</u>

性を持たせ、この慣性と1次冷 次冷却材流量の減少率を小さく 10 秒)。

トリップ信号として整備するこ 号の発信に失敗した場合でも原

り、原子炉保護系(スクラム) とする。

(主炉停止系)の急速挿入に失

場合には、運転員は手動で原子 操作手順には、手動スクラムボ 亭止させる方法、手動操作によ は後備炉停止制御棒駆動機構の 奉又は後備炉停止制御棒を挿入 奉駆動機構により手動操作にて ある。<u>また、1次主冷却系の流量</u> 5可能性があるため、運転員は する。なお、本措置は上記の 動性を確認した上で、安全性向

の重畳事故における炉心損傷防 4.<u>3.3.2</u>.1表<u>及び第4.3.3.2.2表</u> 対して機能を喪失しないように 試験研究用等原子炉の附属施設 かための資機材」に定める設計方

D重畳事故における炉心損傷防止 要時間を第 4.<u>3.3.2.3</u>表<u>及び第</u>

<u>頃目、各措置の所要時間を含め</u> 込要な要員は4名、格納容器破損 <u>ている運転員6名(「核原料物</u> く原子炉施設保安規定におい

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	て、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の
	<u>る。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内</u>
	内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定しても
)措置の有効性評価	(6) 措置の有効性評価
本事象の事象進展及び炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置は「4.2.2 外部電源	(i) 炉心損傷防止措置
喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有	本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置に
効性の評価は「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」にお	び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。
いて実施する。	評価は「4. <u>3.3.1</u> 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発
上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事	実施する。
故を想定しても炉心の著しい損傷 <u>及び</u> 格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放	上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系(ス
射性物質等の放出は防止される。	故を想定しても炉心の著しい損傷 <u>は防止される。</u>
	(ii) 格納容器破損防止措置
	本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止措
	<u>失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じであ</u>
	性の評価は「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉トリップ信
	いて実施する。
	上記の評価結果から、外部電源喪失及び原子炉保護系(ス
	<u>故を想定しても</u> 格納容器の破損は防止され、施設からの多量
	止される。

の運転員を確保することを定め 内で実施するため、大洗研究所 ても対処可能である。

置は「4.<u>3.3.1</u>外部電源喪失及 る。このため、措置の有効性の ·発信失敗の重畳事故」において

(スクラム)動作失敗の重畳事

<u>上措置は「4.3.3.1</u>外部電源喪 である。このため、措置の有効 信号発信失敗の重畳事故」にお

(スクラム)動作失敗の重<u>畳事</u> 多量の放射性物質等の放出は防

	変更前	(2021.12.2 付補正)					変更後						
第4.2	2.3.1表 炉心損傷防止措置	して格納容器破損防止措	皆置に使用す	-る設備等	第4.3.3.2.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等								
動作・判断・操作	手順	設備	可抑む儘	計准設備	動作・判断・操作	手順		設備	<b>补</b> 壮势/借				
原子炉 トリップ信号発信	-			<ul> <li>① 関連するプロセ</li> <li>ス計装</li> </ul>	原子炉 トリップ信号発信	_	— —		<ul> <li>①原子炉トリップ信</li> <li>号「電源喪失」</li> </ul>				
原子炉 スクラム (自動停止) 確認 事故発生	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉</li> <li>トリップ信号発信及び原子炉ス</li> <li>クラム(自動停止)を確認す</li> <li>る。</li> <li>「電源喪失」による原子炉保</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> </ol>	-	<ol> <li>原子炉保護系 (スクラム)</li> <li>関連するプロセ ス計装</li> <li>関連する核計装</li> <li>原子炉保護系 (スクラム)</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉ト リップ信号発信及び原子炉ス クラム(自動停止)につい て、原子炉保護系(スクラ ム)の動作及び核計装(線形 出力系)等の監視により確認 する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>②原子炉トリップ信 号「電源喪失」</li> <li>③核計装(線形出力 系)</li> </ol>				
の判断 後備炉 停止系	<ul> <li>護糸(スクラム)動作を確認する。</li> <li>「1次主循環ポンプトリップ」による後備炉停止系用論理</li> </ul>			<ol> <li>2 関連するプロセス計装</li> <li>① 後備炉停止系用 論理回路</li> </ol>	事故発生 の判断	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉保</li> <li>護系(スクラム)動作を確認</li> <li>し、発信に失敗している場合</li> <li>は事故発生と判断する。</li> </ul>	_		<ol> <li>①原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>②原子炉トリップ信 号「電源喪失」</li> </ol>				
スクラム (自動停止) 確認 原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> <li>・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>	① 後備炉停止制御棒駆動系 ② 後備炉停止制御棒駆動系 -	_	② 関連するプロセ ス計装     後備炉       ③ 関連する核計装     停止系 スクラム       -     (自動停止) 確認		パロマ         ・「1次主循環ボンプトリッ           後備炉         プ」による後備炉停止系用論           複計装         停止系           理回路動作に伴う後備炉停止           スクラム           (自動停止)           政府           変)           (自動停止)           (方)           (方)           (方)           (方)           (方)           (方)           (百)           (方)           (方)							
原子炉 手動停止	<ul> <li>手動スクラム、制御棒保持</li> <li>電磁石励磁手動断、後備炉停止</li> <li>制御棒保持電磁石励磁手動断、</li> <li>制御棒駆動機構による制御棒手</li> <li>動挿入又は後備炉停止制御棒駆</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒</li> </ol>	_	<ol> <li>関連する核計装</li> </ol>	原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>る。</li> <li>・原子炉スクラム(自動停 止)、後備炉停止系スクラム (自動停止)を確認し、自動 停止の成否を確認する</li> </ul>	_	_	<u>(</u> 一				
原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>動機構による後備炉停止前御俸</li> <li>手動挿入により、原子炉を停止</li> <li>する。</li> <li>・ 1次主冷却系(ポニーモー</li> <li>夕低速運転)の運転状況を確認</li> <li>するとともに、2次主冷却系</li> <li>(自然循環)及び主冷却機(自</li> <li>然通風)に異常等がないことを</li> </ul>	<ul> <li>(4) 发幅炉停止前仰棒驱動糸</li> <li>–</li> </ul>	_	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	原子炉 手動停止	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒手動挿入により、原子炉を停止する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	①核計装(線形出力 系)				
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	<ul> <li>確認する。</li> <li>放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>	<ol> <li>1次アルゴンガス系</li> <li>原子炉カバーガスの バウンダリに属する容 器・配管・弁(ただし、 計装等の小口径のものを 除く。)</li> </ol>	-	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	下線部が炉心技	員傷防止措置に使用する資格	幾材						
格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、「格納</li> <li>容器内床上線量率高」により、</li> <li>原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設</li> <li>が自動的に作動し、隔離される</li> <li>ことを確認する。</li> </ul>	<ol> <li></li></ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系 (アイソレーション)</li> <li>関連するプロセス計装</li> </ol>									

変更前(2021.12.2 付補正)								変更後																					
																<u>第4.</u>	3.	.3.2.2表 格納約	谷器破	損防	止	音置	に位	更用	する	設任	<u> </u>		
														動作・判断	・操作			<u>手順</u>		冶	を記る	心借			彭	<u>之偏</u> 可抑	剑/曲		封壮設備
														<u>原</u> 子炉容 <u>冷却確</u>	器内 認	・1次主件 低速運転 するとと (自然加 ことを確	合云と香魚産	<u>却系(ポニーモータ</u> の運転状況を確認 もに、2次主冷却系 <u>景)及び主冷却機</u> <u>虱)に異常等がない</u> 認する。	<u>①1次</u> ②2次	 (主冷: (主冷:	却系	<u>× 1/11</u>				<u>+) 1/17</u>	<u>px 1/iii</u>	<u>(</u>	<u>11 表 0 通</u> ①原子炉出入口冷却材 <u>温度、1次主冷却系</u> <u>冷却材流量、主冷却</u> <u>器出口冷却材温度、</u> <u>2次主冷却系冷却材</u> 流量
														<u>原子炉冷</u> バウンダ 原子炉カバ 等のバウン に放射性料 閉じ込め、	<u>却材</u> リ <u>及び</u> ビーガス ダリ内 <u>物質を</u> 貯留	<u>・</u> 放射性物 <u>め、</u> 原子 ウンダリ	<u>か</u> の 留 子 り さ	<u>質を閉じ込めるた</u> 戸カバーガス等のバ を隔離する <u>。</u>	①1次 <u>1</u> )	<u>アル</u> 原 バ 室 だ の	ゴケクタ配計のもの	ガス バー 「リに 「 上 管 ・ 等 の を 除	<u>系 ガ 属 弁</u> の小 く。	<u>のる</u> (たい日)			_	<u>(</u>	<u>①原</u> 子炉カバーガス <u>圧力</u> ②燃料破損検出系
														<u>格納</u> 容 <u>アイソレー</u> <u>確</u> 読	器  -ション	<ul> <li>「格納名</li> <li>納容</li> <li>納容内床上</li> <li>原子炉係</li> <li>ョン)か</li> <li>施設が自</li> <li>されるこ</li> </ul>	学内上 未 バ 自 こ	器内圧力高」、「格 温度高」、「格納容 線量率高」により、 護系(アイソレーシ 動作し、工学的安全 動的に作動し、隔離 とを確認する。	①格 <i>种</i> ②格 <i>种</i> <u>る</u> 酢	<u> </u> 容器  容器  管・:	 バウ <u>弁</u>	ンダ	リに	 属す				<u>(</u>	①原子炉保護系(ア         イソレーション)         ②アイソレーション         信号「格納容器内         圧力高」、「格納         容器内温度高」、         「格納容器内床上         線量率高」
<u>第4.</u>	2.3.2表 炉心		<u>傷防止措置及び格納容</u> ^{業項目}	器破	<u>損</u>	<u>方止</u> 	措置 ^{経過現}	新聞 (ダ 30 (	手順	<u>及て</u>	ド各: 80 240	手) ,	順の所要時間 ^{備考}			<u>第4.3.3</u>	3. 4	2.3表 炉心損傷	防止排	豊置の	の手	順及	支び	(各三) 時間()		の所	一要時	<u> 清間</u>	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	♥異常事 ♥事故発 ▽! ▽! ▽!	異常事象発生(外部電源喪失) 事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断			興席事家発生(外部電源喪失) 事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断 ▽炉心の著しい損傷の有無を判断				手順の項目	要	必要な要員と 員(名)	211	▶ 業項目 手順の内容		5 ▼異常事 ▼事故発	10 (象発生 ぎ生の判	15 2( (外部電: 断(原子	0 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 加速 25 1 25 1 25 1 25 25 25 1 25 25 25 20 25 20 25 20 25 20 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25 25	30   系(スクラ	60 2 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5 5	120 上 失敗)	180 240		備考		
	当直長		·運転操作指揮								(	5		1 AR VV R L	(作業に	業に必要な要員数)		こ必要な要員数)		▽原子炉自動			7原子炉自動停止失敗と判断						
牛道利艇	運転昌▲	1	<ul> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・ 原子 切 スクラム確認</li> </ul>			+	+				$\vdash$	/	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉保護</li> <li>エ(スクラム) 動作牛敗を確認す</li> </ul>														_		
00001300	Z PAQU	-	<ul> <li>事故発生の判断</li> </ul>		_	++	+			_	$\vdash$		<ul> <li>ぶ (ハン ) ニー ) ニー へん と maile )</li> <li>る。</li> <li>・「1次主循環ポンプトリップ」</li> </ul>		当	直長		・運転操作指揮	51		-			-		_		>	「豪源南央」として原フ信川耕
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	・後備炉停止系スクラム確認										による後備炉停止系用論理回路動 作に伴う後備炉停止系用論理回路動	状況判断	運	転員A 1	1	<ul> <li>・原子炉トリッフ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>	8									・ 系 る。	「電源喪矢」による原子炉保護 (スクラム)動作失敗を確認す 。
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断				+						アメクラム(目動停止)を確認する。 ・原子炉スクラム、後備炉停止系スクラムに失敗した場合は原子炉自動停止失敗と判断する。 ・動発スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒	炉心損傷 防止措置	運	転員A I	1	<ul> <li>・代替トリップ信号発信及び原 ラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>	東子炉スク		<ul> <li>・炉心持 自動的 いる。</li> <li>・</li> <li>原子炉</li> </ul>	損傷防」 に機能 このため 「停止の	上措置 ( し、原子 の、運転 確認及	は、運転 ←炉は自 員の操作 び停止後	:員の操作 動停止す 作はなく 後の除熱	作を介在 するよう 、運転員 の監視	生しなくて= 設計して 員の役割( しとなる。	・に止・に作炉る	「1 次主循環ボンプトリップ」 よる原子炉スクラム(自動停 )を確認する。 「1 次主循環ボンプト)サップ」 よる後備炉停止系用範囲回路動 に伴う後備炉停止系による原子 スクラム(自動停止)を確認す
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>									1	株村 電磁 石 加酸 子 動前、 前岬 停柴 動機構による制御棒 手 動挿入又は 後備炉停止制御棒 野動機構による 後備炉停止制御棒手動挿入によ り、原子炉を停止する。	状況判断	運	転員A 1	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>										・	原子炉スクラム、後備炉停止系 クラムに失敗した場合は原子炉 動停止失敗と判断する。
	運転員B、C	2	・原子炉容器内冷却確認									5	<ul> <li>1次主冷却系(ボニーモータ低 速運転)の運転状況を確認すると ともに、2次主冷却系(自然循 環)及び主冷却機(自然通風)に 異常等がないことを確認する。</li> <li>・燃料破損検出系により燃料破損</li> </ul>	炉心損傷 防止措置	運	転員A 」	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>										<ul> <li>石保動後後り、</li> </ul>	手動スクラム、制御棒保持電磁 励磁手動断、後備炉停止制御棒堅 時電磁石励磁手動断、制御棒堅 備炉停止制御棒堅動機構による 備炉停止制御棒軍動挿入又は 備炉停止制御棒手動挿入によ 、原子炉を停止する。
格納容器破損 防止措置	運転員D	1	・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉 カバーガス等のバウンダリ内に放射性物 質を閉じ込め、貯留	0								\$	の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場 合、放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のバウン ダリを隔離する。	自主対策	運転	員B、C 2	2	<ul> <li>・1次主冷却系流量増大</li> </ul>										• 作者	1 次主冷却系流量増大に係る操 を実施する。
	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認									5	・「格納容器内圧力高」、「格納 容器内温度高」、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護 系(アイツレーション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す る。また、隔離に失敗している場 合は手動で隔離する。																

変更前(2021.12.2 付補正)				3	変更後	È	
		<u>第 4.3</u>	<u>3. 3.</u>	2.4 表 格納容器防」	上措置	の手順	反び各
		必要な	要員と	作業項目	5	10 15	経過時間 20 25 30
	手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	マ異常 ▽事故 7	事象発生(外部) 発生の判断(原・ 7原子炉自動停。 7炉心の著しい掛	電源喪失) 子炉保護系(スク 止失敗と判断 員傷の有無を判断
		当直長		·運転操作指揮			
	状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断			
		運転員B、C	2	<ul> <li>原子炉容器內冷却確認</li> </ul>			
		運転員D	1	<ul> <li>原子炉治却材バウンダリ及び原子炉 カバーガス等のバウンダリ内に放射 質を閉じ込め、貯留</li> </ul>	性物		
	格納容器破損 防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション		<ul> <li>・格納容器7 なくても、自 め、運転員の の確認及び</li> <li>・格納容器7 を見込んだB</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容器7</li> <li>・格納容3</li> <li>・格納容3</li> <li>・格納容3</li> <li>・格納容3</li> <li>・格納容3</li> <li>・・</li> <li>・</li></ul>	
第4. <u>2.3</u> .1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略) (なし)	第 4. <u>3. 3</u> (追加) <u>4. 3. 3. 3</u> (省略)	<u>3.2</u> .1図 炉i <u>1次主循環</u> オ		傷防止措置及び格納3 プ軸固着及び原子炉ト	容器破 、リッ		:措置の 発信失!
<ul> <li>4.2.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故</li> <li>(1)事故の原因及び説明 (不要)</li> <li>(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故で は、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力上昇時に原子炉の停止機能を喪失すること から、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。</li> </ul>	4. <u>3. 3</u> (	2.4       出力運転         1)事故の原し       (変心力         2)炉力制、方法       (欠力         出し、       (欠力         1)       (口)         1)       (口)	云因し防中の力と沙動却員中及)止の異昇のでで及防	の制御棒の異常な引抜 び説明 : : 措置及び格納容器破: 制御棒の異常な引抜き 常な引抜きによる原言 温によって炉心の著し 高い集合体において数 あることから、炉心の 停止する措置を講じる び機械的エネルギーの 止措置を講じる。	またしたり しゅう しょう しんしょう しんしょう しんしょう しんしょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しゅうしょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう しょう	び原子にたい、「「「「「「「「」」の「「」」では「「」」では「「「」」では「「「」」では「「」では「「	炉 基1時る、を心必ずし、基10時で、を心めていた。 本りに可さ防の要で
したがって、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の 重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止するため、		出力運転中 は、制御棒の	中の [。] の異	制御棒の異常な引抜き 常な引抜きによる原子	き及び 予炉出	『原子炉  力の過	トリッ 度な上



対応手順の概要 (変更なし)

### 女の重畳事故

・プ信号発信失敗の重畳事故

## な考え方

プ信号発信失敗の重畳事故で 子炉の停止機能を喪失すること 生がある。

に炉心が損傷を開始するまでの する措置として、この時間内に しい損傷に至った場合、損傷炉 あることから、自動で作動する

プ信号発信失敗の重畳事故で 昇を防止するため、制御棒の連

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備すると	続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロッ
ともに、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の	「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号とし
著しい損傷を防止する。	傷を防止する。
さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏	さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれ
まえ、制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するととも	まえ、制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗を想定し、後備
に、原子炉保護系(スクラム)の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備す	に、原子炉保護系(スクラム)の動作失敗を想定し、後備炉
る。	る。
	なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速運転
	<u>ーモータを使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の</u>
	を行う。
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故で	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信
は、 <u>制御棒連続引抜き阻止インターロックがないと</u> 仮定した場合、炉心の著しい損傷に	は、炉心損傷防止措置(制御棒連続引抜き阻止インターロッ
至ることから、1次主冷却系における強制循環(長期対策としては1次主循環ポンプの	定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1次主冷却
ポニーモータを使用)、2次主冷却系の強制循環(長期対策としては自然循環)及び主冷	対策としては1次主循環ポンプのポニーモータを使用)、23
却機の強制通風(長期対策としては自然通風)により、 <u>放射性物質等(溶融</u> 炉心物質 <u>を</u>	対策としては自然循環)及び主冷却機の強制通風(長期対策
<u>含む。)</u> を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内	り、 <u>損傷</u> 炉心物質を冷却することで原子炉冷却材バウンダリ
に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。	炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格
また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出さ	また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う
れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能	れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内に
性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超	性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容
過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。	の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故にお	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信
ける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.4.1図に示	ける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順
す。 <u>本事象</u> において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、「中	示す。 <u>本評価事故シーケンス</u> において、多量の放射性物質等
性子束高(出力領域)」の原子炉トリップ信号発信失敗を起点とする。	故への移行は、「中性子束高(出力領域)」の原子炉トリッフ る。
(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置	(3)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故にお	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信
いて、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事	いて、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す
故の拡大の防止を目的とする。	故の拡大の防止を目的とする。
a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として	a. 制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原
「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高(出力領域)」	「原子炉出口冷却材温度高」を整備することにより
による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上	による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に
昇することを防止する。	昇することを防止する。
b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)	b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、
の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	の動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とす
c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(主炉停止系)の急速挿入に失	c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(j
敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。

コックを整備するとともに、 として整備し、炉心の著しい損

それのある事故であることを踏 後備炉停止系を整備するととも 備炉停止系用論理回路を整備す

<u> 軍転(1次主循環ポンプのポニ</u> の自然通風により崩壊熱の除去

プ信号発信失敗の重畳事故で <u>ロック)が機能しないことを</u>仮 令却系における強制循環(長期 2次主冷却系の強制循環(長期 対策としては自然通風)によ ダリの温度上昇を抑制し、原子 で格納容器の破損を防止する。 半う即発臨界超過により放出さ 内にナトリウムが噴出する可能 納容器構造により即発臨界超過

プ信号発信失敗の重畳事故にお 手順の概要を第4.<u>3.3.</u>4.1 図に 質等を放出するおそれのある事 ップ信号発信失敗を起点とす

プ信号発信失敗の重畳事故にお 示す。炉心損傷防止措置は、事

替原子炉トリップ信号として より「中性子束高(出力領域)」 合に、原子炉の出力が過度に上

り、原子炉保護系(スクラム) とする。

(主炉停止系)の急速挿入に失

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
d. <u>異常</u> を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できる	d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗</u> を検知したち
ものとする。なお、当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護	炉をスクラム又は停止できるものとする。なお、
系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制	ラムボタンにより原子炉保護系を動作させて原子
御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持	作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励研
電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動	機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により
機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止	を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停」
制御棒を挿入する方法がある。	作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入するプ
	記のa. ~ c. の措置による炉心損傷防止措置の
	性向上のために自主的に講じる措置である。
$(ii) \sim (iii)$	$(ii) \sim (iii)$
(省略)	(変更なし)
(4)資機材	(4)資機材
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故にお	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ
ける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.4.1表に示	ける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用す
す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備	第4.3.3.4.2表に示す。これらの設備等は、「添付書類8
する。	の附属施設 10.11多量の放射性物質等を放出する事故の
	定める設計方針に基づき整備する。
(5) 作業と所要時間	(5) 作業と所要時間
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故にお	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリッ
ける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第	ける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手
4.2.4.2表に示す。	4.3.3.4.3 表及び第4.3.3.4.4 表に示す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	 質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく
	て、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上
	る。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室
	内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定して
(6) 措置の有効性評価	(6)措置の有効性評価
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
a. 解析条件	a. 解析条件
計算コードSuper-COPDにより解析する。	計算コードSuper-COPDにより解析す
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。	する主要な解析条件を以下に示す。
	1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。ま
	期値として、ホットレグ温度を 456℃、コ・
	主冷却系の流量の初期値を定格流量とする
	<u>2)燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ</u> 熱伝
<u>i</u> )原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除	<u>3</u> ) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測

場合には、運転員は手動で原子 、当該操作手順には、手動スク 子炉を停止させる方法、手動操 磁断又は後備炉停止制御棒駆動 り制御棒又は後備炉停止制御棒 止制御棒駆動機構により手動操 方法がある。<u>なお、本措置は上</u> の有効性を確認した上で、安全

プ信号発信失敗の重畳事故にお する設備等を第4.3.3.4.1表及び 10.その他試験研究用等原子炉 が広大の防止のための資機材」に

ップ信号発信失敗の重畳事故にお 手順及び各手順の所要時間を第

項目、各措置の所要時間を含め 必要な要員は2名、格納容器破損 している運転員6名(「核原料物 く原子炉施設保安規定におい この運転員を確保することを定め ても対処可能である。

る。<u>本評価事故シーケンス</u>に対

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
き、「1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。	き、「 <u>添付書類 10</u> 1.3.2 原子炉保護系の
<u>ii</u> )最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で <u>引抜かれる</u> ものとし、	<u>4</u> )最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大
それによる反応度添加率は3.0¢/sとする。	し、それによる反応度添加率は3.0¢/s。
<u>iii</u> )ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉	<u>5</u> )ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度
心支持板温度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。	心支持板温度係数にはノミナル値(最適評
<u>iv</u> )制御棒連続引抜き阻止インターロックにより、4秒で制御棒の連続的な	<u>6</u> )制御棒連続引抜き阻止インターロックによ
引抜きの停止に成功するものとする。	引抜きの停止に成功するものとする。
<u>v</u> )原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子	<u>7</u> ) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温
炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。	炉トリップ設定値は464℃、応答時間は3.
<u>vi</u> )原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用	<u>8</u> ) <u>応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿</u>
論理回路の動作により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入される	り、炉心温度の上昇を高めに評価するため
もの <u>とする。</u>	系には期待しないものとし、後備炉停止系
	炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入され
	<u>4%△k/k とする。また、解析では制御棒の</u>
	持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%
	<u> </u>
<u>vii</u> )措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	<u>9</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定
<u>viii</u> )崩壊熱はノミナル値(最適評価値)を用いる。	<u>10</u> )崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均
	<u>定として計算した</u> ノミナル値(最適評価値
b. 解析結果	b. 解析結果
解析結果を第4.2.4.2 図に示す。「原子炉出口冷却材温度高」に係る後備炉停	解析結果を第4.3.3.4.2図に示す。
止系用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動	制御棒が連続的に引き抜かれることにより、正
停止する。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、	力は約1.8秒で「中性子束高(出力領域)」の設定
2 ループのポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に	が、原子炉トリップ信号の発信に失敗し、原子炉
移行する。炉心の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ	後、制御棒連続引抜き阻止インターロックにより
約1,970℃、約570℃、約560℃にとどまる。	停止し、正の反応度の投入が止まるとともに、原
	度、被覆管温度及び炉心冷却材温度の上昇による
	原子炉出力は緩やかに変動する。その間、原子炉
	却材温度の上昇から遅れて緩やかに上昇し、時刻
	温度高」の設定値である464℃に到達し、代替原
	時刻約107秒で後備炉停止系用論理回路の動作に
	速度で急速挿入を開始する。また、原子炉スクラ
	の1次主循環ポンプの主電動機及び2次主循環ホ
	- 系は1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引き
	<u>環に移行する。2次主循環ポンプのトリップに伴</u>
	の主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出ロナ
	の制御モードに切り替わる。代替原子炉トリップ
	は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴い燃料

特性」と同一とする。 、速度で<u>引き抜かれる</u>ものと とする。 医係数、構造材温度係数及び炉 呼価値)を用いる。 い、4秒で制御棒の連続的な L度高」によるものとし、原子 .4秒とする。 行入量を小さくすることによ <u>、</u>原子炉保護系及び主炉停止 系用論理回路の動作により後備 いるもの<u>とし、負の反応度を 1.</u> 挿入速度について、制御棒保 挿入までの時間を 0.8 秒とす こしない。

均燃焼度に到達する保守的な想 直)を用いる。

Eの反応度が投入され、原子炉出 定値である 105%に到達する ⁵出力は引き続き上昇する。その 、引抜き開始4秒後に引抜きが (子炉出力の上昇に伴う燃料温) 反応度フィードバックにより、 「容器出口冷却材温度は、炉心冷」 |約104秒で「原子炉出口冷却材 〔子炉トリップ信号が発せられ、 より後備炉停止制御棒が所定の シム信号の発信により、両ループ ペンプがトリップし、1次主冷却 総がれ、2次主冷却系は自然循 シインターロックにより、全て - トリウム温度の制御は、停止時 ?信号による原子炉の自動停止後 <u>+温度、被覆管温度及び冷却材温</u> 度も低下するが、炉心流量と原子炉出力のバランスにより、一度上昇に転じてか

	ら再び低下する。原子炉容器出口冷却材温度は、
	<u>上昇を続けるが、炉心温度の低下に伴い、それに</u>
	は、安定に原子炉の崩壊熱除去が行われる。
	燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高
	入開始時に出現し、それぞれ約1,970℃、約570
	目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材の量
	信号による原子炉の自動停止から遅れて出現し総
	<u>する。</u>
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重	以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き
畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。	敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は防
	<u>ii)</u> 不確かさの影響評価
	炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさに
	の影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不確
	本評価事故シーケンスに対処するための措置において
	運転員操作に係る不確かさを考慮する必要はない。
	解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な景
	目に対する余裕が小さくなると考えられる反応度添加
	トリップ信号である「原子炉出口冷却材温度高」の認
	析を実施して評価項目に対する影響を評価する。
	なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な
	いため、有効性評価においては、原則としてパラメ-
	かさの影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能
	<u>ィードバック特性を有するなどの高い固有の安全性を</u>
	<u>ラメータの不確かさの影響は小さく、評価項目に対し</u>
	果が厳しくなるようにこれらを組み合わせることは過
	明らかであるが、ここでは、あえて重畳させることに
	· 評価する。
	反応度添加率は、反応度挿入曲線の傾きが最大とな
	に制御棒引抜きに伴う傾きの減少を無視し、さらに、
	ドップラ係数 : 燃料温度の上昇に対して、
	となるよう絶対値が最小の
	燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、絶
	被覆管温度係数: 被覆管温度の上昇に対して
	小となるよう絶対値が最小

原子炉の自動停止後も緩やかに 上遅れて緩やかに低下する。以降

高温度は、後備炉停止制御棒の挿 <u>℃及び約 560℃であり、評価項</u> 最高温度は、代替原子炉トリップ 約 470℃であり、評価項目を満足

き及び原子炉トリップ信号発信失 防止される。

こついて、計算コードの不確かさ 確かさの影響を評価する。なお、 ては運転員等の操作がないため、

ジ響を与えるもののうち、評価項 □率、反応度係数及び代替原子炉 段定値の不確かさに関する感度解

な場合、その不確かさに相関はな ータごとに感度解析を行って不確 と力に優れ、小型で負の反応度フ と有しており、解析条件に係るパ しても大きな余裕があるため、結 過度に保守的な想定となることは こより不確かさの影響を最大限に

 ▲ る制御棒位置を想定するととも 実効遅発中性子割合の不確かさ
 炉トリップ信号である「原子炉
 ℃を考慮し、474℃とする。反応
 (炉心支持板温度係数:±20%、
 ざれ以下のとおり設定する。
 負のフィードバック効果が最小
 負の値を使用する。
 対値が最小の負の値を使用す

<u>、負のフィードバック効果が最</u> の負の値を使用する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u> 冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対して</u>
	小となるよう絶対値が最小
	<u>ラッパ管温度係数</u> : ラッパ管温度の上昇に対し
	した。 最小となるよう絶対値が最
	炉心支持板温度係数: 原子炉容器入口冷却材温度
	バック効果が最小となるよ
	する。
	解析結果を第4.3.3.4.3 図に示す。
	反応度添加率が大きくなり、負の反応度フィード
	り、原子炉出力の上昇が「i)基本ケース」の解析
	り、炉心温度の上昇が大きくなり、それに伴い原子炸
	きくなったが、代替原子炉トリップ信号である「原子
	を10℃高く設定したことにより、設定値への到達は
	<u>べて約13 秒遅く、時刻約117 秒となった。その結果</u>
	度及び冷却材最高温度は、「i)基本ケース」の解析
	20℃及び約 20℃高く、約 2,130℃、約 590℃及び約 5
	る。また、原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「
	<u>10℃高く約 480℃であり、評価項目を満足する。</u>
	以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び
	重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を
	の著しい損傷は防止される。
(ii) 格納容器破損防止措置	(ii) 格納容器破損防止措置
<u>a.</u> 放射性物質等の原子炉容器内保持	<u>i) 基本ケース</u>
<u>i)</u> 起因過程の <u>評価</u>	<u>i.</u> 起因過程の <u>解析</u>
	事故の開始から炉心燃料が溶融してラッパ管か
	過程と呼び、計算コードSAS4Aにより解析す
a <u>)</u> 解析条件	a解析条件
計算コードSAS4Aにより解析する。	解析体系は、「4.3.3.1 外部電源喪失及び
	<u>重畳事故」に同じである。本評価事故シーケ</u>
	を以下に示す。
	1) 炉心領域の全集合体を 33 の S A S 4 A 5
	ンネルは、単一の燃料要素とこれに付随
	表する。SAS4Aチャンネルの配置は
	原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故
	2) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。
	初期値として、ホットレグ温度を456℃、
	1次主冷却系の流量の初期値を定格流量
<u>1</u> )最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で <u>引抜かれる</u> もの	3)最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最
とし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から 10 秒ま	し、それによる反応度添加率は、制御棒

負のフィードバック効果が最
の負の値を使用する。
て、負のフィードバック効果が
小の負の値を使用する。
の上昇に対して、負のフィード
う絶対値が最小の負の値を使用

<u>バックが小さくなったことによ</u> <u>に比べて大きくなった。これによ</u> <u>炉容器出口冷却材温度の上昇も大</u> <u>子炉出口冷却材温度高」の設定値</u> <u>(i)基本ケース」の解析に比</u> <u>、燃料最高温度、被覆管最高温</u> <u>析と比べ、それぞれ約160℃、約</u> <u>580℃であり、評価項目を満足す</u> <u>i)基本ケース」の解析と比べ約</u>

び原子炉トリップ信号発信失敗の を考慮した場合にあっても、炉心

^が破損するまでの初期の過程を起因 <u>-る。</u>

「原子炉トリップ信号発信失敗の アンスに対する主要な解析条件等

<u>チャンネルで代表する。各チャ</u> する冷却材流路及び構造材で代 、「4.3.3.1 外部電源喪失及び (」に同じである。

<u>また、1次主冷却系の温度の</u> 、コールドレグ温度を 350℃、 <u>とする。</u>

最大速度で<u>引き抜かれる</u>ものと 列抜き開始から 10 秒までは 3.

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
では 3.0¢ / s 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少する <u>。</u>	0¢/s、その後115秒で0となるように
	反応度添加率を第4.3.3.4.4 図に示す。
<u>2</u> )何らかの理由により原子炉トリップ信号の発信に失敗するものと	<u>4</u> ) 何らかの理由により原子炉トリップ信号
する。	る。
	5) ドップラ係数、燃料密度係数、冷却材容
	応度)及び構造材密度係数にはノミナル
	6)崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平
	想定として計算したノミナル値(最適評
	7) 炉心の燃焼状態は、標準平衡炉心の運転
3) 照射燃料集合体については、放出エネルギーが大きくなるよう燃	8) 照射燃料集合体は炉心燃料集合体と比~
料インベントリの大きい炉心燃料集合体に置き換える。	要素の形状や組成も異なるため、炉心燃
	化することは合理的ではない。また、そ
	に比べて少なく、仮に燃料損傷が発生し
	響は小さい。このため、照射燃料集合体
	集合体の出力、冷却材流量及び反応度係
	いることで、起因過程では損傷しない想
	9) 燃料要素の照射挙動を扱う定常計算と、
	挙動を扱う過渡計算に分けて計算する。
	算及び変形計算、各メッシュの出力に応
	燃焼状態を模擬する。過渡計算では、定
	10) 炉内試験の結果より本原子炉施設のよ
	かっている。一方、燃料の破損時の溶融
	燃料分散による負の反応度効果が抑制さ
	面溶融割合20%で燃料は破損するものと
b ) 解析結果	b. 解析結果
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗	本評価事故シーケンスにおいては、制御棒
の重畳事故においては、制御棒引抜きによる正の反応度投入によって原	
子炉出力が上昇し、比較的出力の高い燃料集合体で燃料の破損に至る	
が、破損した燃料の分散に伴う負の反応度が投入されることで原子炉出	却材の温度上昇に伴う負の冷却材密度反応度
力の上昇は抑えられ、起因過程の範囲では炉心は部分的な損傷にとどま	
り、即発臨界を超えることはない。	
	る。燃料温度は更に上昇を続け、燃料の中心
	もに高いチャンネル(第 4. 3. 3. 1. 5 図のチャ
	たります。 騰のまま燃料が破損に至る。燃料の一部が冷
	<u>流れに運ばれて上部へ</u> 分散し、原子炉出力が

こ徐々に減少する<u>ものとする。</u>

号の発信に失敗するものとす

密度係数(ナトリウムボイド反 √値(最適評価値)を用いる。 平均燃焼度に到達する保守的な ²価値)を用いる。

<del>ミサイクル初期とする。</del>

べて内部構造が複雑であり燃料

料集合体と同様に忠実にモデル の燃料装荷量は炉心燃料集合体 たとしても事象推移に与える影 は炉心燃料集合体に置き換え、 数は、照射燃料集合体の値を用 定とする。

<u>冷却材流量減少挙動等の過渡</u> <u>定常計算では、燃料要素の熱計</u> <u>にた FP ガスの生成量の計算や</u> た放出量の計算を行い、炉心の 常計算の結果を初期条件として

うに高いスミア密度の燃料にお 、燃料破損に至らないことが分 割合が小さいほど燃料破損後の れることを考慮し、保守的に断 する。

<u>.6図</u>に示す。

の引抜きによる正の反応度投入 素の発熱が増加し冷却材温度が 燃料要素の温度も上昇する。冷 低、燃料温度の上昇に伴う負の燃 の引抜きによる正の反応度に比 かの引抜きによる正の反応度に比 かが、原子炉出力は上昇を続け か部は溶融し、出力と燃焼度がと シネル1と4)で冷却材は未沸 合却材流路に放出され、冷却材の び低下する。その後、被覆管温度

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	の上昇に伴う強度低下によって燃料は崩壊し
	<u>出されるが、この燃料の上下への分散に伴う</u>
	<u>への分散に伴う正の反応度効果とでは、燃料</u>
	く、原子炉出力は低下する。時刻約 31.6 秒
	度が融点まで上昇し、SAS4Aの適用限界
	因過程の範囲において、炉心は出力と燃焼度
	心燃料集合体数:2)の損傷にとどまる。
	起因過程において、評価項目に影響を及ぼ
	度変化は最大でも 0.2\$程度であり即発臨界
	また、炉心損傷の範囲も限定的であり、有意
	項目に影響を及ぼす重要なパラメータである
	<u>の初期値の約 1,025℃から最大値の約 1,800</u>
	の低下に伴い低下する。なお、内側炉心の軸
	反応度及びボイド反応度が正となる領域があ
	その上下の負となる領域の反応度価値に比べ
	与える影響は極めて小さい。
	以上より、起因過程においては、制御棒の
	効果はなく、反応度及び原子炉出力の上昇は
	態で後続の遷移過程に移行する。
ii ) 遷移過程の評価	ii 凄移過程の解析
	起因過程の後、ラッパ管の溶融から炉心損傷
	事故が核的に収束するまでの過程を遷移過程
	$W$ により解析する。
a) 解析条件	a. 解析条件
計算コードSIMMER-IIIにより解析する。	<u>SIMMER-IV</u> におけろ解析体系を筆
	評価事故シーケンスに対する主要な解析条
1) 起因過程の解析結果を初期条件とする。	1) 記因過程の解析結果を初期状態とし
	度、速度及び圧力)及び原子炉の出力
	ぐ SIMMER-Wにおける初期物
	- <u></u>
2) 起因過程の解析結果を引継ぐタイミングは ラッパ管が破損する	<u>/。</u> 2) 起因過程の解析結果を引き継ぐタイ
前とする	界であスラッパ管が破損すス直前とす
	3) 低エンタルピーの液体燃料及び液体
	の混在に上る流動抵抗の増加効果を考
	<u> </u>
	<u>は、これには1回し座皮を付けるのとう</u> 気相け、これたし独立の海産坦を持つ
	4/ 空间似任期特性における中性于来分析

、多くの燃料が冷却材流路に放
 う負の反応度効果と被覆管の上下
 斗の分散による効果の方が大き
 マチャンネル4のラッパ管の温
 Pに達する。その約30秒間の起
 をがともに高い2チャンネル(炉

 ぼす重要なパラメータである反応 (1.0\$)を超えることはない。
 意なエネルギー放出はなく、評価 る炉心平均燃料温度は、起因過程 ℃まで上昇した後、原子炉出力 曲方向中心領域に一部冷却材密度 あるが、その領域の反応度価値は べて絶対値は小さく、事象推移に

<u>>引抜き以外に有意な正の反応度</u> は緩慢で、部分的な炉心損傷の状

が全炉心に拡大し、事象推移を経て と呼び、計算コードSIMMER-

 第4.3.3.4.7 図に示す。また、本

 条件等を以下に示す。

 、炉心物質の分布(質量、温

 内及び反応度をそのまま引き継

 物質分布を第4.3.3.4.8 図に示

 ミングは、SAS4Aの適用限

 する。

 スティールについて、固体粒子

 考慮する。また、密度がほぼ等し

 本スティール及びスティール粒子

 する。

 カライールについて、間体粒子

 うしたのとする。

 布の計算には、3次元の輸送計

<ul> <li>第二次の点になってきた。他かとうなが、単立なの作用です。</li> <li>第二次の法につき、こと、他かどうなが、単立なのためでありまた。</li> <li>第二次の法になった。</li> <li></li></ul>	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<ul> <li>シニストの実に常価値を持つ期待ちょうなたると加えたのです。</li> <li>シニストの実に常価値を持つ期待ちょうなたりまた。</li> <li>シーン、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互発生)、(相互用)、(相互発生)、(相互発生)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(相互用)、(和」)、(和」)、(和」)、(和」)、(和」)、(和」)、(和」)、(和」</li></ul>		算モデルを用いる。また、使用する核デー
<ul> <li>セントに現金を動産業を立ちまたこの活動が構成で加上してに公司することにより、 ため、その時期後にもあり、ためになる、「「「「「」」」、「「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、</li></ul>		いる高速炉用炉定数を 18 群エネルギー構
<ul> <li>) 正子学校連内全ななると志定な歴年後、</li> <li>(1) こそさんなし、前点方には坂田之上」</li> <li>(2) こそさんなし、前点方には坂田之上</li> <li>(2) こそさんなし、前点方には坂田之上</li> <li>(3) 広人の次応度価値を行つ制物を1本が準大進度で<u>1) 抜かれる</u></li> <li>(4) 正式 定称時の活電を行う制物を1本が準大進度で<u>1) 抜かれる</u></li> <li>(5) 正式 定なるころに対したる人体がた、町に別</li> <li>(5) 正式 定なるし、対してたい、工業を定したいました。</li> <li>(5) 正式 定なる人は特別やレント</li> <li>(5) 正式 定なる人は特別やレント</li> <li>(5) 正式 たいて、</li> <li< td=""><td></td><td>セット (無限希釈断面積及び自己遮蔽因-</td></li<></ul>		セット (無限希釈断面積及び自己遮蔽因-
<ul> <li>う。できたべたし、範疇力が開催したが長くなって、気が見たがしたか、この、経営のため、したした、ため、この、経営のため、この、その、目的が、ため、この、経営のため、この、その、目的が、ため、この、経営のため、この、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、シーン、ため、日本、日本、シー、シー、日、シーン、ため、日本、日本、シー、シー、日、シーン、ため、日本、日本、シー、シー、日、シーン、ため、日本、日本、シー、シー、日、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、シー、</li></ul>		5) 原子炉容器内全体を 3 次元直交座標(流
<ul> <li>シ、留方面は内側にから速くの金色、 シッシュは、進化方本ッシュの一部の なしていた。</li> <li>● 想の下部の部田プレナス語及び上語プレ 量を可見するためのに力は算条になった。</li> <li>● 想の下部の部田プレナス語及び上語プレ 量を可見するためのに力は算条になった。</li> <li>● 想の下部の部田プレナス語及び上語プレ 量を可見するためのに力は算条になった。</li> <li>● 想の下部の部田プレナス語及び上語プレ 量を可見するためのに力は算条になった。</li> <li>● 想の下部のが正力に算条になった。</li> <li>● 認知が認知が、</li> <li>● 認知がないたいて、</li> <li>● 認知がないたいで、</li> <li>● 認知がないたいて、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいの、</li> <li>● 認知がないたいの、</li> <li>● 認知がないたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいたいの、</li> <li>● 認知がないたいの、</li> <li>● 認知がないたいの、</li> <li>● 認知がないのでの、</li> <li>● 認知がないの、</li> <li>● 認知がないのの、</li> <li>● 認知がないの、</li> <li>● 認知がないのの、</li> <li>● 認知がないのの、</li> <li>● 認知がないの、</li> <li>● これののの、</li> <li>● これのののの、</li> <li>● これのののの、</li> <li>● これのののの、</li> <li>● こ</li></ul>		7) でモデル化し、鉛直方向は低圧プレナ
<ul> <li>シンセンロは、酸性がな少していたいで、「ないないない」」をいたしたのに、「ないないない」」をいたいたいで、「ないないない」」をいたいたいで、「ないないない」」をいたいたいで、「ないないない」」をいたいたいで、「ないないない」」をいたいたいで、「ないないない」」をいたいたいで、「ないないない」」をいたいたいて、「ないないない」」をいたいたいて、「ないないない」」をいたいたいて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいないて、「ないないない」」をいたいない、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいない、「、「、」、」、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいて、「ないないない」」をいたいない、「、」」をいたいない、「、」」をいたいない、「、」」のいていていない、「、」」、「、」、」、「、」、」、「、」、」、「、」、」、「、」、」、「、」、」、、「、」、、」、</li></ul>		を、径方向は内側炉心から遮へい集合体を
<ul> <li>第二人の以応認識価値を持つ制御様1本が最大選びで到放立れるものとし、それによる以応した人の以応認識価値を持つ制御様1本が最大選びで到放立れるものとし、それによる以応提続加率は、制御時付款を開始の10秒まではないが、その後115秒でのとなるように強化に減少する。</li> <li>第二人の以応認識価値を持つ制御様1本が最大選びで到放立れるものとし、それによる以応提続加率は、制御時付款を開始の10秒まではないが、その後115秒でのとなるように第4人は燃料ペンシートで整整ペンシーとなるに認識目を除ってご、 一般的構成するこれによる以応提続加率は、制御時付款を開始の510秒まではないが、、当びたいるの以上を読むしたしていて、 一般的意味のからしたいでは、事業強定がないななに応求での構成です。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等としてにより、反応度がはなど違いし、用 力が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度及び出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人が上昇するが、膨料の分数総判等にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人体の分数総判察によって、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人体の分数総判察にようて、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人体の分数総判察によって、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人体の分数総判察によって、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人体の分数総判察によって、反応度なび出力は低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたのが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたのが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたのが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたのが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いためで、</li> <li>第二人体の分数総合いためが、</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いためが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかす。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかかが低下す。</li> <li>第二人体の分数総合いたかが低下す。</li> <li>第二人体の分数kmの分数kmの分数kmの分数kmの分数kmの分数kmの分数kmの分かのかかかしたかいたかかかののかかかれたかかかののかかかかいたかかかかののかかかかかかかかかいたかかかののかかかかれたかかかかかかかかいたかかかかかかかかかか</li></ul>		<u>メッシュは、流体力学メッシュの一部の</u> %
9) 公式小型の支援 の数目が少した目前に載定することにより である、この目が重要認識などなどったことの支援などになったのの数目が少した目前にあったいろう。9) 公式小型の方式の支援などの支援 (1) 気力の反応度価値を持つ新鮮棒1本が最大速度で引放かれるもの とし、それによる反応常が即率は、新樹棒引抜き間から10多ま では3.00~1×、その後115多でのとなるように確なに減少する。 1) 気力の反応度価値を持つ新鮮棒1本が最大速度で引放かれるもの とし、それによる反応常が即率は、新樹棒引抜き間から10多ま では3.00~1×、その後115多でのとなるように依なに減少する。 1) 気力の反応度価値を持つ新鮮棒1本が見てなるよう計制体工作が強いでする。 たし、それによる反応常が取事は、前樹棒引抜き間から10多ま たし、それによる反応常が取事は、前樹棒引抜き間から10多ま たし、それによる反応常が取事は、前樹棒引抜き間から10多ま なし、それによる反応常が取事は、前樹棒引抜き間から10多ま なし、それによる反応常が取事は、前樹棒引着ないたのない、前樹 し、それによる反応常が取事は、高く し、それによる反応常が取事は、自然体白の初端には、大学の燃料完善ないろい、 なし、それによる反応常なの様的を行う。1) 気力の反応環価値を持つ新鮮権1本が長く支援 なし、それによる反応常が取事は、「新樹市」なが、 とし、それによる反応常が取事は、「新樹市」など、 する。この目が確認すたことによう する。この目が確認実になどれるため、ことでは たし、その山乃満体におころかった事がの予備しなどう たことによう 大場路見ないたうなが高いたいとなう、 にたった一次に変換などれたころの方面の方面の近面に しく考えていたことうでかかりがないたすか。 した方面に供着することによう する。する単純なたろのの作品の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の方面の		象とする。
<ul> <li>              金と専用するたかの正力原来和を与え には、定発構で加速量を再図できるようえて ム。          </li> <li>             1 単素なで、製品用が読書を再図できるようえて ム。         </li> </ul> <li>             1 単素なで、製品用が読書を用のできるようえて ム。         <ul> <li>             1 単素なで、製品用が読書を用いていていていた。実施用が読書を用いていた。 からいたいです。 とし、それによる反応定価値を行っ前前称1本が最大速度で<u>引成かれる</u>もの とし、それによる反応定価値を行っ前前称1本が最大速度で<u>引成かれる</u>もの とし、それによる反応定価値を行っ前前称1本が最大速度で<u>引成かれる</u>もの とし、それによる反応定価値を行っ前前称1本が最大速度で<u>1</u>成かれ<u>る</u>もの とし、それによる反応定価値を行っ前前称1本が最大速度で<u>1</u>成かれ<u>る</u>もの とし、それによる反応定価値を行っ前前称1本が たられ<u>ら</u>スは の生たのとの支払したられ<u>いで</u>             なら。             11) 最大の反応度価値を行っ前前称1本が たられ<u>こ</u>ようのにかしまな では3.00 / x、その後 115 秒で 0 となるよ かよこう       ス -      の とし、それによる反応定意意が定意 ままの では3.00 / x、その後 15 秒で 0 となるよ ままの たが 1 を 2 -         4 回 か 5 第 4 -        3 -      4 がたいで 2 -            なるよ             か 1 か 5 秒で 0 となる よ             か 2 -</li></ul></li>		<u>6)炉心下部の高圧プレナム部及び上部プレ</u>
<ul> <li>         には、立花時の滋養を再建できるようま)         な。         <ul> <li>             は、立花時の滋養を再建できるようま)             な。             </li> <li>             からからの燃素剤(部路としては、して)             なのでながけから広義は素(本いへ燃料素合体は、同じ列             なのでながけから広義は素(本いへ燃料素合体は、同じ列             なのでながけから広義は素(本いへ燃料素合体は、同じ列             なのでながけから広義は素(本いへ燃料素合体は、同じ列             なのでながけからした)             のまたのからの燃素剤(部路なしては、して)             なのでながけからした。             なのでながけからした。             なのなどのためにのしたたい、             なのなどのためにのしたしては、して             なのでなどの低いたい             なのでなどの低いたい             なのでなどの低いたい             なのでなどの低いたい             ない             なのでなどの低いたい             ない             なのでなどの低いたい             ない             なのためたい             なのなどのために             なのでなどの低いたい             なのかな             なのかな</li></ul></li></ul>		量を再現するための圧力境界条件を与える
$\delta_{c}$ 1) $B_{c}$ $S_{c}$ 2) $B_{c}$ $S_{c}$ 3) $B_{c}$ $S_{c}$ 4) $B_{c}$ $S_{c}$ 4) $B_{c}$ $S_{c}$ 5) $B_{c}$ $S_{c}$ 5) $B_{c}$ $S_{c}$ 6) $B_{c}$ $S_{c}$ 6) $B_{c}$ $S_{c}$ 7) $B_{c}$ $S_{c}$ 7) $B_{c}$ $S_{c}$ 8) $B_{c}$ $S_{c}$ 9) $B_{c}$ </td <td></td> <td>には、定格時の流量を再現できるようオ</td>		には、定格時の流量を再現できるようオ
<ul> <li>1) 単皮皮び 空照射燃料集合推注、同じ到</li></ul>		<u> </u>
<ul> <li>         なの平均用力に最も近い戸心機料集合紙         <ul> <li>             かとからの燃料電白路路としては、107. な田学々ッブを考慮する。         </li> <li>             がとからの燃料電白路路としては、107. な田学々ッブを考慮する。         </li> </ul> </li> <li>             3) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で<u>引抜かれる</u>もの とし、それによる反応度添加率は、制御棒引換と関始から10秒ま では3.0¢/s、その後115秒で0となるように除々に減少する。             からしまれによる反応度運動率に、制御棒引換と関始から10秒ま では3.0¢/s、その後115秒で0となるように除々に減少する。             からし、それによる反応度運動率に、制御棒 では3.0¢/s、その後115秒で0となるように除々に減少する。             からした、それによる反応度の運動率に、制御棒 たったたよりの、ために支急なが見る、これにより、 たの多数を強いとやったまた。         </li> <li>             から単本がや、が大きくなるよう影響を出きのはかった雪板を行う。         </li> </ul> <li>             から単本の会社場面にないと次元体系での解析を行う。         <ul> <li>             からできまた、大学の登録を出るののので実動を作うう。             た、これにより反応度の増大は高くないま、その後115秒で0となるま でもとなるようにないとり、 たの当時かでのとなるよう た。その後115秒で0となるよう         </li> <li>             から第4.2.4.4回から第4.2.4.4回いたう場本を行う。         </li> <li>             からう第4.2.4.4回にから第4.2.4.4回にから前4.2.4.4回にから前4.2.4.4回にから第4.3.3.4.9         </li> <li>             からたまり、たらり、反応度数 はを通過し、国体式         </li> <li>             からたまのにかっためまま         </li> <li>             からたまにようのの応告報点体にお         </li> <li>             からたまのにかっためままたまからのの単にないたがまたまたまか         </li> <li>             なたからから前4.3.3.4.2         </li> <li>             たちののから第4.3.3.4.2         </li>             のうための場番報はながあるため、小・ 和街             なたまたたまか         </ul></li> がためたかられたが             なたかられたがたかられたがかけったがに参いためたがたかられたが <li>             からがまたたためたかたかられたがたかられたがたがたかられたがかけったがためたがたかられたがたかられたが         </li> <li>             たかられたがたかられたがれたかられたがかられたがたかられたがかられたがかられたが</li>		7) B型及び C型照射燃料集合体は、同じ列
<ul> <li>8) 歩心からの燃料流出銘路としては、167</li></ul>		体の平均出力に最も近い炉心燃料集合体に
<ul> <li>佐間ギャッブを考慮する。</li> <li>2) 最大の反応度価値を持つ割御棒1本が最大速度で<u>引抜かれる</u>もの とし、それによる反応度添加率は、割御棒引抜き開始から10秒ま では3.00℃/5、その後115秒で0となるよう1約構体「部飲内管及び後偏炉停 止間御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。</li> <li>b)_解析結果 解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。</li> <li>本事象においては、事務発生後約.400で内囲心が損傷し、固体式 の燃料が中の部には、大半の燃料集合体は ない2次元体系での解析を行う。</li> <li>b)_解析結果</li> <li>解析結果 解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。</li> <li>本事象においては、事務発生後約.400で内囲心が損傷し、固体式 かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約.4.300℃</li> <li>では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷在合体は 生の力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は低下 する。この即発臨界超過後は溶融燃料がが心上下に流出することにより 式応見大能となる。</li> <li>たる気、定な変化なったが、広告が、500秒によって、反応度及び出力は低下 する。この即発臨界超過後は溶融燃料がが心上下に流出することにより 式を見大能となる。</li> <li>たる、死心での冷却対流量があるため、炉心損 置払からう0.0秒上で(重楽開始から500秒)に気 してないでは、大ドリウムは閉塞が不完全が 流入するナドリウムは閉塞が不完全が 流入するナドリウムは閉塞が不完全が 流入するナドリウムは閉塞が不完全が 流入するナドリウムは閉塞が不完全が 流えったってがの物質の分散され。かり でする、素楽開始から約0.6000秒に反成が明準備</li> </ul>		8) 炉心からの燃料流出経路としては、LGT
<ul> <li>9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレット で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動体 10) 損傷燃料のスエリングは客慮せず製造す 2</li> <li>9) 成大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で<u>引抜かれる</u>もの とし、それによる反応度添加率は、削御棒引抜き間始から10秒ま では3.0 e / s、その後115秒で0となるように徐々に減少する。         4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停 止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。         b) 解析結果 修 4.3.3.4.0 図 k / s、その後115秒で0となるように かけが見から第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。         本事象においては、事象発生後約40秒で均衡炉心が損傷し、固体状 の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度効15秒を超過し、出 力が上見するが、燃料の分散移動等による名の反応度効果で出力は速や かに低下し、その出力通激における存在4平均燃料最高温度は約4.320℃ では定格時の冷却が流量なぶため、女に4倍(1) たる。 伊心で1140歳にははるため、少し下に満出することにより 本臨界状態となる。     </li> <li>9) 被覆管が溶融した地へと大き燃料にない。 と、それによる反応度の扱んと損傷集合体は ない。 ない。 たうたのがの単位の前がたける たる、気がしたりのになどの前がを行う。         b解析結果 解析結果を第4.3.3.4.0 図から第4.3.3.4 進行のたり前には、大学の燃料集合体は から引抜きによる反応度の扱んと損傷集合体は 生るため反応度の扱んとは たるため、レビル (1) から見から第4.2.2.4 (1) 加からりのから第4.3.3.4 正式には (1) ためでの力数になっため、(1) たんでの力力が流量には (1) 地からりの力がには、ため値の(1) 地からりの力がには (1) なんの定成定 (1) からりの力がたには (1) からりの力がたこれのです。 などの (1) からりの力がたたで都の高しれた なんでは (1) からして、(1) からりの力がたこれのでの) からりの力がたたで都の高しれた れたこれのです。 なんでの合い力が成量にたで細胞からりかり です。 またたのでの力力が流量のになんで、 から からからりの力には、 たたがしたかからかり から から から から から から れたれのから から れんのから から から から から から から から から から から から から から から から です。 から から から から から から から から から から から から から から から から から から</li></ul>		体間ギャップを考慮する。
ご         ご         ご         ご         ご         10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず異造す           2) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で <u>引抜かれる</u> もの とし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き損免から10秒ま では3.0¢/s、その後115秒で0となるように徐々に減少する。         11) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が現 とし、それによる反応度添加率は、制御神 では3.0¢/s、その後115秒で0となるように徐々に減少する。         11) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が現 とし、それによる反応度添加率は、制御神 は3.0¢/s、その後115秒で0となるよう           4) 放出:エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内容及び後備炉停 止制御棒下部案内容を模擬しない2次元体系での解析を行う。         力         15秒で0となるよ する。         15秒で0となるよ する。           b) 解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。 本事象においては、事象発生後約 01秒で内側声が損傷し、 <u>四体式</u> の燃料が炉心下部に炸増する。これにより、反応度が18を握過し、出 力が上昇するが、燃料の分散を動等による負の反応度効果で出力は速下 かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高速は約4.320℃ である。最高温度到達後は蒸融等料が炉心上下に満出することにより 未臨界状態となる。         b         弊析結果 第4本42         第4.3.3.4.9 図から第4.3.3.4. 運移過程の初期には、大半の燃料金合水は 電するため炉心の造倒額で加力は続くが、見 なる。炉心での冷却材流量は、定着へな損 となる。炉心での冷却材流量は、定着小で損 となる。炉心での冷却材流量は、定格値の10 となる。炉心での冷却材流量は、定格値の10 となる。炉心での冷却材流量は、定格値の10 となる。炉心での冷却材流量は、定格値の10 となる。炉心での冷却材流量は、定格値の10 となる、炉心下部には再固化した燃料及びネティー れてはいるが、ナトリウムは円露が不完全症 流入するナトリウムが炉心下部の高溜の増換 しる蒸気圧によって炉心物質が分まれ、炉 げる、事象開始から40 秒に反応度がする分割		9) 被覆管が溶融した時点又は燃料ペレット
10) 損傷燃料のスエリングは考慮せず製造する。           2) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で <u>引抜かれる</u> もの とし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き間動から10秒ま         11) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が長 とし、それによる反応度添加率は、制御棒 では3.0 e / s、その後115秒で0となるように徐水で減少する。           4) 放出エネルギーが大さくなるよう制御棒下部案内容及び後備炉停 止制御棒下部案内容を複複しない2次元体系での解析を行う。         12) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が長 とし、それによる反応度添加率は、制御林 は3.0 e / s、その後115秒で0となるよ 生ご。           5) 解析結果 解析結果を第4.2.4.4回から第4.2.4.6回に示す。 本事象においては、実象発生後約.0秒で内側炉心が損傷し、固体状 の燃料が炉心下部に埋蔵する。これにより、反応度が15を超し、固体状 の燃料が炉心下部に埋蔵する。これにより、反応度が15を超し、出 力が上昇するが、燃料の分散移動等による気の反応度効果で出力は速や かた低下し、その出力通過流における少心平均燃料最高温度は約4.320℃ である、最高温度到達袋は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下 となる、炉心での冷却材流量は、立程値の10 開始から 20秒まで (事象開始から50秒)に気 損する。その後、反応度と原子炉出力は低下 なる。炉心で高速和指示量は、定格値の10 開始から 20秒まで (事象開始から500秒)に気 損する。その後、反応度と原子炉出力は低下 なる。原心下部には問題化した燃料及びステ れてはいるが、ナトリウムが描述にため来及び になったが小りウムが描述なれ、炉心 げる、事象開始から約00秒に反応境道の印発電		で燃料ペレットを直ちに破損させ、可動
<ul> <li>2) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で<u>引抜かれる</u>もの とし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒ま では3.0 € / s、その後115秒で0となるように徐々に減少する。</li> <li>4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停 止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。</li> <li>b)_解析結果</li> <li>第新幕果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。</li> <li>本事発生後約400秒で内側炉心が損傷し、固体状 の燃料が炉心下窓に堆積する。これにより、反応度が18を超適し、出 力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4.320℃</li> <li>では定格時の冷却材流量は、定格値0.10 堆分方と上すての必然料金通なは溶融燃料が炉心上下に流出することにより 末臨界状態となる。</li> <li>この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより 素臨界状態となる。</li> <li>この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより 支払数</li> <li>この即差臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより 素臨界状態となる。</li> <li>この即差臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより 素臨界状態となる。</li> </ul>		10)損傷燃料のスエリングは考慮せず製造6
<ul> <li>(1) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で<u>引抜かれる</u>もの</li> <li>(1) 最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で<u>引抜かれる</u>もの</li> <li>とし、それによる反応度添加率は、制御棒1本が最た速度の10秒ま</li> <li>では3.0¢/s、その後115秒で0となるように徐々に減少する。</li> <li>4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模職しない2次元体系での解析を行う。</li> <li>b) 解析結果を第4.2.4.4回から第4.2.4.6回に示す。</li> <li>本事象においては、事象発生後約40秒で内側炉心が損傷し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が18を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかいの損傷領域の拡大は続くが、原本の後15秒でのとなるよう、</li> <li>かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4.320℃</li> <li>では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷、空かる人類なる、</li> <li>がに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4.320℃</li> <li>では定格時の冷却材流量は、定格値の100</li> <li>する。</li> <li>正はいるが、ナトリウムは閉塞が完全な差</li> <li>成大するナレウムが炉心下部の高温の損傷が</li> <li>たる置気によって炉心物質が分散され、炉</li> <li>方が上昇するが、燃料の分散によって、反応度及び出力は低下す</li> <li>なる。炉心での冷却材流量は、定格値の100</li> <li>大路(市)の分散が炭(1))</li> <li>大路(1)</li> <li>たる。</li> </ul>		<u> </u>
とし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒ま         とし、それによる反応度添加率は、制御棒 では3.0¢/s、その後115秒で0となるように徐々に減少する。         とし、それによる反応度添加率は、制御棒 では3.0¢/s、その後115秒で0となるよ。           4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停 止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。         する。           b) 解析結果         解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。           本事象においては、事象発生後約40秒で内側炉心が損傷し、固体状 の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が18を超過し、出 力が上昇するが、燃料の分散を動等による負の反応度効果で出力は速や かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃         糖析結果を第4.3.3.4.9 図から第4.3.3.4. 2005           である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は速下 する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより 黒輪から20秒まで(客象開始から50秒)に対 してなる。炉心での治却材流量は、定格値の100 開始から500秒まで、「単始から500秒」に対 損する。その後、反応度と原子炉出力は低下 なる。炉心での治却材流量が広まったへ気は開露が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症 流入するナトリウムは開塞が不完全な症	3)最大の反応度価値を持つ制御棒1本が最大速度で <u>引抜かれる</u> もの	11)最大の反応度価値を持つ制御棒1本が損
<ul> <li>では3.0¢/s、その後 115 秒で0となるように徐々に減少する。</li> <li>は3.0¢/s、その後 115 秒で0となるよう</li> <li>放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。</li> <li>b_解析結果</li> <li>b_解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。</li> <li>本事象においては、事象発生後約 40 秒で内側炉心が損傷し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が13を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4.320℃</li> <li>ではえ、使心での治却材流量は、定格値の100</li> <li>する。この即発臨界超過後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下する。</li> <li>たる。</li> <li>たの副発臨男超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより</li> <li>未臨界状態となる。</li> <li>たる。</li> <li>ために、たり、ウムは閉塞が不完全なが流入すりウムは閉塞が不完全なが流入するよというの違いの強制</li> <li>たはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全なが流入する。</li> <li>たるの後、反応度と原子び出力は低下が高い高温の損燃 しる蒸気圧によっての使物等の高温の損燃</li> </ul>	とし、それによる反応度添加率は、制御棒引抜き開始から10秒ま	とし、それによる反応度添加率は、制御権
4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。 <u>する。</u> b) 解析結果       解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。         本事象においては、事象発生後約40秒で内側炉心が損傷し、固体状の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が18を超過し、出力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃       解析結果を第4.3.3.4.9 図から第4.3.3.4.         力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速やかに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃       権の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体は後期の分散によって、反応度及び出力は低下する。         する。       では定格時の冷却材流量があるため、炉心損得した低低         する。       では定格時の冷却材流量があるため、炉心損得した低低         する。       一位での冷却材流量があるため、炉心損得した低低         する。       一位での冷却材流量がるため、炉心損得         たちの中発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより       一個始から20秒まで(事象開始から50秒)に対して、         大塩界状態となる。       一位下部には再個化した燃料及びスティーム         れてはいるが、ナトリウムは開塞が不完全な登       流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷         しる蒸気圧によって炉心動質が分散され、炉山       げる。事象開始から約 60秒に反応度が即発電	では 3.0¢ / s 、その後 115 秒で 0 となるように徐々に減少する。	は 3.0 ¢ / s 、その後 115 秒で 0 となるよ
<ul> <li>上制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。</li> <li>b.解析結果</li> <li>解析結果を第4.2.4.6回いふ第4.2.4.6回に示す。</li> <li>本事象においては、事象発生後約40秒で内側炉心が損傷し、固体状</li> <li>の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が13を起過し、出</li> <li>力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や</li> <li>かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃</li> <li>でちるる。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下</li> <li>する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより</li> <li>株臨界状態となる。</li> <li>構力が上昇するが、大りりウムは閉塞が不完全な診</li> <li>流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷燃して気をいたの</li> </ul>	4) 放出エネルギーが大きくなるよう制御棒下部案内管及び後備炉停	する。
b) 解析結果       b. 解析結果         解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。       解析結果を第4.3.3.4.9 図から第4.3.3.4.9         本事象においては、事象発生後約.40秒で内側炉心が損傷し、固体状       一方が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度が1%を超過し、出         力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や       集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、J         かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃       では定格時の冷却材流量があるため、炉心損得         である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下       となる。炉心での冷却材流量は、定格値の100         市ち。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより       開始から5.00秒こで、(事象開始から5.00秒)に対         素臨界状態となる。       加心下部の高温の損傷         びスティー       れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な経 流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷         でる、家県始から約.60秒に反応度が即発臨       し、         近る蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉       近る蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉	止制御棒下部案内管を模擬しない2次元体系での解析を行う。	
解析結果を第4.2.4.4       図から第4.2.4.6       図に示す。       解析結果を第4.3.3.4.9       図から第4.3.3.4.9         本事象においては、事象発生後約 40 秒で内側炉心が損傷し、固体状       遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は       遊校過程の初期には、大半の燃料集合体は         の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が13を超過し、出       持の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体は         力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や       集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、助         かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃       では定格時の冷却材流量があるため、炉心損傷         である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下       となる。炉心での冷却材流量は、定格値の100         する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより       開始から 20 秒まで(事象開始から 50 秒)にな         素臨界状態となる。       13 する。その後、反応度と原子炉出力は低下1         なる。炉心下部には再固化した燃料及びステム       れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な評         流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷       じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉が         げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨       13 なの	b)解析結果	b解析結果
本事象においては、事象発生後約40秒で内側炉心が損傷し、固体状         遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は           の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が1%を超過し、出         捧の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体は           力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や         集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、別           かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃         では定格時の冷却材流量があるため、炉心損低           である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下         となる。炉心での冷却材流量は、定格値の100           する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより         開始から20秒まで(事象開始から50秒)にな           素臨界状態となる。         増する。その後、反応度と原子炉出力は低下り           なる。炉心下部には再固化した燃料及びステム         れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な評           流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷         じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉           げる。事象開始から約 60秒に反応度が即発臨         どる素気圧によって炉心物質が分散され、炉	解析結果を第4.2.4.4 図から第4.2.4.6 図に示す。	解析結果を第4. <u>3.3.4.9</u> 図から第4. <u>3.3.4.</u>
の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が1\$を超過し、出       棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体は         力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や       集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、助         かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃       では定格時の冷却材流量があるため、炉心損俗         である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下       となる。炉心での冷却材流量は、定格値の100         する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより       開始から20秒まで(事象開始から50秒)に欠         未臨界状態となる。       月立。その後、反応度と原子炉出力は低下し         なる。炉心下部には再固化した燃料及びステム       れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な評         流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷数       じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉和         げる。事象開始から約 60秒に反応度が即発臨       でる素気圧によって炉心物質が分散され、炉和	本事象においては、事象発生後約40秒で内側炉心が損傷し、固体状	遷移過程の初期には、大半の燃料集合体は低
力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃ である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下 する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより 未臨界状態となる。       集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、原 では定格時の冷却材流量があるため、炉心損俗 となる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したなる。炉心での冷却材流量があるため、炉心損俗 したの冷却が流量は、定格値の100 用始から20秒まで(事象開始から50秒)に欠 たたまの高温の損傷状 じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心 げる。事象開始から約60秒に反応度が即発臨	の燃料が炉心下部に堆積する。これにより、反応度が1\$を超過し、出	棒の引抜きによる反応度の投入と損傷集合体に
<ul> <li>かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃</li> <li>である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下</li> <li>する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより</li> <li>未臨界状態となる。</li> <li>たる。炉心下部には再固化した燃料及びステム</li> <li>れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な評</li> <li>流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷燃</li> <li>じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉板</li> <li>げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨</li> </ul>	<u>力が上昇するが、燃料の分散移動等による負の反応度効果で出力は速や</u>	集するため炉心の損傷領域の拡大は続くが、
である。最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下       となる。炉心での冷却材流量は、定格値の100         する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより       開始から20秒まで(事象開始から50秒)に欠         未臨界状態となる。       損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し         なる。炉心下部には再固化した燃料及びステム       れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な評         流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷が       じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉が         げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨       げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨	かに低下し、その出力過渡における炉心平均燃料最高温度は約4,320℃	では定格時の冷却材流量があるため、炉心損低
する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより       開始から 20 秒まで(事象開始から 50 秒)に欠         未臨界状態となる。       損する。その後、反応度と原子炉出力は低下しなる。炉心下部には再固化した燃料及びスティントしウムは閉塞が不完全な評         れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な評       流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷火         じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉心       げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨	<u>である。</u> 最高温度到達後は燃料の分散によって、反応度及び出力は低下	となる。炉心での冷却材流量は、定格値の10
未臨界状態となる。       損する。その後、反応度と原子炉出力は低下しなる。炉心下部には再固化した燃料及びステム         なる。炉心下部には再固化した燃料及びステム       れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な普         流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷が       じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉が         げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨       げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨	<u>する。この即発臨界超過後は溶融燃料が炉心上下に流出することにより</u>	開始から 20 秒まで(事象開始から 50 秒)に炊
なる。炉心下部には再固化した燃料及びステム れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な 流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷燃 じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉値 げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨	未臨界状態となる。	損する。その後、反応度と原子炉出力は低下し
れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な 流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷 じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉 げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨		なる。炉心下部には再固化した燃料及びスティ
流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷が じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉 げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨		れてはいるが、ナトリウムは閉塞が不完全な話
じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉 げる。事象開始から約 60 秒に反応度が即発臨		流入するナトリウムが炉心下部の高温の損傷
		じる蒸気圧によって炉心物質が分散され、炉
		<u>げる。事象開始から約</u> 60秒に反応度が即発臨

データは、核設計に用いられて 構造に縮約した核反応断面積 因子テーブル)を用いる。 (流体力学メッシュ:21×19×6 アナムからカバーガス領域まで 本までをモデル化する。核計算 の燃料物質が存在する領域を対

<u>。レナム部の側面には、炉心流</u> える。各炉心燃料集合体の入口 オリフィス圧力損失係数を与え

<u>列に装荷されている燃料集合</u> <u>本に置き換える。</u> H 及び径方向の反射体の集合

トが固相線温度に達した時点 動性のある燃料粒子とする。 造時密度で沈降するものとす

が最大速度で<u>引き抜かれる</u>もの 卸棒引抜き開始から 10 秒まで 5ように徐々に減少する<u>ものと</u>

<u>4.11</u>図に示す。

は健全状態にある。一方、制御 本において燃料が炉心下部へ凝 原子炉出力が低く健全集合体 損傷の進展は極めて緩慢なもの 100%であるものの、遷移過程 こ炉心燃料集合体の約40%が破 下し、炉心燃料の損傷が緩慢と ティールによって閉塞が形成さ な部分から炉心へと流入する。 傷炉心物質と接触することで生 炉心下部への大規模な堆積を妨 調路界を超過しているにもかか

	わらず大きなエネルギー放出に至ることはな を中心に炉心の約 60%が損傷するに至る。約 傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積に 即発臨界を超過する。再度発生するナトリウ って燃料が炉心から流出し、その総計は約 3
	<u>を中心に炉心の約60%が損傷するに至る。約</u> <u>傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積に</u> 即発臨界を超過する。再度発生するナトリウ って燃料が炉心から流出し、その総計は約3
	<u>傷燃料が堆積しつつある。この燃料の堆積に 即発臨界を超過する。再度発生するナトリウ って燃料が炉心から流出し、その総計は約3</u>
	即発臨界を超過する。再度発生するナトリウ って燃料が炉心から流出し、その総計は約3
	って燃料が炉心から流出し、その総計は約3
	-30\$を下回り、核的な事象推移は終息する。
	の最大値は約 2,820℃である。
	本評価事故シーケンスの遷移過程の事象推
	界を超えているが、いずれも「4.3.3.1 外
	プ信号発信失敗の重畳事故」に比べて大きな
	はない。その理由は、炉心冷却材流量が残っ
	が緩慢であること、損傷した集合体の炉心下
	発生することで炉心物質を分散させるため、
	<u>を妨げられるためである。</u>
iii <u>)</u> 再配置・冷却過程の <u>評価</u>	iii再配置・冷却過程の <u>解析</u>
本 <u>事象</u> では、「 <u>4.2.2</u> 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重	本 <u>評価事故シーケンス</u> では、「4. <u>3.3.1</u> 外部
畳事故」よりも多くの1次冷却材流量が確保されることから、再配置・冷却	信号発信失敗の重畳事故」よりも多くの1次者
過程の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重	ら、再配置・冷却過程の評価は、「4. <u>3.3.1</u> タ
畳事故」の評価に包絡される。	プ信号発信失敗の重畳事故」の評価に包絡され
このため、再配置・冷却過程の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉	過程の評価は、「4. <u>3.3.1</u> 外部電源喪失及び
トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。	重畳事故」において実施する。
b. 原子炉容器の上部から格納容器内に噴出したナトリウムの影響緩和	iv. 機械的応答過程及び格納容器応答過程の角
本 <u>事象で発生する機械的</u> エネルギーは、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉	本 <u>評価事故シーケンス</u> で <u>放出される熱</u> エネル
トリップ信号発信失敗の重畳事故」の <u>値</u> を下回る。このため、措置の有効性	タである炉心平均燃料温度の最大値は遷移過程
の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳	<u>あり</u> 、「4.3.3.1 外部電源喪失及び原子炉ト」
事故」において実施する。	事故」の <u>解析結果</u> を下回 <u>り、機械的エネルギー</u>
	<u>絡され</u> る。このため、 <u>機械的応答過程及び格</u> 編
	の有効性の評価は、「4. <u>3.3.1</u> 外部電源喪失
	信失敗の重畳事故」において実施する。
以上より、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重	以上 <u>i.からiv.</u> より、出力運転中の制御棒の
畳事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出	ップ信号発信失敗の重畳事故を想定しても格納容器
は防止される。	らの多量の放射性物質等の放出は防止される。
	<u>ii )</u> 不確かさの影響評価
	<u>i</u> . 起因過程の不確かさの影響評価
	起因過程の不確かさの影響について、計算コート
	して、FP ガスの保持量の不確かさの影響を評価す
	<u>確かさとして</u> 、制御棒の引抜き反応度、ナトリウム
	度、燃料の軸伸び及び燃料破損条件の不確かさの影
	かさの幅は以下のとおり設定する。

ないが、出力の高い燃料集合体 <u>570 秒の時点で炉心下部に損</u> こより約 70 秒で再び反応度が ウム及びスティール蒸気圧によ 30%である。この結果反応度は このときの炉心平均燃料温度

生移においても反応度が即発臨
お
部電源喪失及び原子炉トリッ
なエネルギー放出を伴うもので
っているために炉心損傷の進展
下部で冷却材蒸気圧力が頻繁に
、炉心下部での損傷燃料の堆積

部電源喪失及び原子炉トリップ 冷却材流量が確保されることか 外部電源喪失及び原子炉トリッ れる。このため、再配置・冷却 が原子炉トリップ信号発信失敗の

解析

ルギー<u>を代表するパラメー</u> <u>程解析において約2,820℃で</u> リップ信号発信失敗の重畳 <u>ーの発生も同解析結果に包</u> 納容器応答過程に係る 措置 た及び原子炉トリップ信号発

異常な引抜き及び原子炉トリ 器の破損は防止され、施設か

ドのモデルに関する不確かさと る。また、解析条件に関する不 ムボイド反応度、ドップラ反応 影響を評価する。考慮する不確

<b>変</b> 更前 (2021-12-2 付補正)	<b>本</b> 軍 後
	四射米動モデルの計算値に対して 角の反応
	取動力とたろ FP ガスの圧力の効果を無相す
	定するととなど、知道ないで、「ない」ので、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」では、「ない」、「ない」、「ない」、「ない」、「ない」、「ない」、「ない」、「ない」
	<u>たりるここもに同時体別及さに伴う頃さり彼</u> 由性子割への不確かさ笙の安全令欲を考慮
	<u>3)</u> ナトリウムボイド反応度・恒心の核設計にも
	ている。ナトリウムボイド反応度け恒心の柄
	である。評価項目に影響を及ぼすパラメータ
	ため 正の領域でけ13位に 角の領域でに
	<u> </u>
	反応度は負とたろため 評価項目に影響を及
	大きく計算するための7倍に設定する。
	5) 燃料の軸伸び・ナトリウムボイド反応度と同
	料は膨張し反応度変化が負となる。評価項目
	ろ反応度を大きく計算するため。0.7倍に設
	6) 燃料破損条件:基本ケースでは 20%断面溶融
	が、負の反応度効果を有する破損燃料の移動
	の拡大のために燃料溶融開始直後に破損する
	は別に、負の反応度投入自体を遅らせるため
	指するように設定する。
	これらの解析条件等の間には物理的相関はなく
	れ、それぞれ保守的に設定した不確かさを重ね合
	定となる。そこで、感度解析においては保守的な
	本ケース i. 起因過程の解析」に対してそれぞ
	起因過程に関する感度解析の結果、評価項目に
	反応度変化に最も大きな影響を与える不確かさは
	確かさである。反応度変化は、「i)基本ケース
	約0.2%に対して、制御棒の引抜き反応度の不確か
	0.3\$と大きな差はなく即発臨界(1.0\$)を超える
	さの影響を考慮したとしても、起因過程は、反応
	<u>り、その結果、部分的な炉心損傷のまま後続の</u> 遷
	その他に基本ケースの事象推移から有意な相違
	損条件の不確かさの影響を評価したケースである

、の保持量は、SAS4Aの定常 医菌素を持つ破損燃料の分散の る。

<u> 負きが最大となる制御棒位置を想</u> <u> 城少を無視し、さらに、実効遅発</u> ∠て、反応度添加率を約4.2¢/

らいては 30%の不確かさを考慮し 返一部の領域を除いておおむね負 <u>マである反応度を大きく計算する</u> は0.7倍に設定する。

:同様に、炉心核設計で考慮され 数は負で、起因過程のドップラ とぼすパラメータである反応度を

同様に、炉心核設計で考慮される 因過程の事故シーケンスでは燃 目に影響を及ぼすパラメータであ 定する。

割合で破損判定を行っていた かを抑制するとともに、損傷領域 うように設定する。また、それと 5、50%断面溶融割合の条件で破

、互いに独立であると考えら わせることは過度に保守的な想 条件の重畳は行わず、「i)基 れの不確かさの影響を評価す

関わる重要なパラメータである <u>、2)制御棒の引抜き反応度の不</u> i. 起因過程の解析」の最大 さを考慮したケースでも最大約 ことはない。すなわち、不確か 度及び出力の上昇は緩慢であ 移過程に移行する。

を生じたケースは、6)の燃料破 。燃料溶融開始直後に破損する ケースでは損傷集合体の数が10体に増加しているが、炉心全体の燃料分布は基本

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	ケースと大きく変わらず、最大反応度も基本ケー
	推移に大きな影響を与えることはない。一方、50
	ケースでは、破損時刻が遅れて基本ケースに比べ
	1.5 倍となるが最大反応度は基本ケースと同程度
	<u>の保持量、3)ナトリウムボイド反応度、4)ドッ</u>
	不確かさの影響を評価したケースでは、燃料破損
	<u>ラッパ管溶融時刻などの基本ケースとの違いは数</u>
(なし)	(追加)
	ii. 遷移過程の不確かさの影響評価
	(省略)

ス以下であり、遷移過程の事象
※断面溶融割合の条件で破損する
て最大出力が基本ケースの約
であった。その他の 1)FP ガス
プラ反応度、5)燃料の軸伸びの
時刻、最大出力、最大反応度、
%にとどまる。

Bit - 1 1 1 1 1 1 1 1		変更前	(2021.12.2 付補正)					変更後		
BPC + AR + GP         PAGE         THERE	<u>第4.2</u>	2.4.1表 炉心損傷防止措置	して格納容器破損防止措	昔置に使用す	-る設備等		る設備等			
日本の         日本のの         日本のの         日本ののの         日本のののの         日本のののの         日本のののののの         日本のののののののののののののののののののののののののののののののののののの	動作・判断・操作	手順	設備	可拠設備	封准設備	動作・判断・操作	手順		設備	<b>卦</b> 壮韵/借
Norm	原子炉 トリップ信号発信	_			<ol> <li>         ・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・・</li></ol>	原子炉 トリップ信号発信	_	-		<ol> <li>①原子炉トリップ信</li> <li>号「中性子束高</li> <li>(出力領域)」</li> </ol>
学校記書、 物理         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10になる原生物についた。 年年4         10日本         0日本	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「中性子束高(出力領 域)」による原子炉トリップ信 号発信及び原子炉スクラム(自 動停止)を確認する。</li> <li>「中性子束高(出力領</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系 (スクラム)</li> <li>関連するプロセス計装</li> <li>関連する核計装</li> <li>原子炉保護系</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「中性子束高(出力領域)」</li> <li>による原子炉トリップ信号発</li> <li>信及び原子炉スクラム(自動</li> <li>停止)について、原子炉保護</li> <li>系(スクラム)の動作及び核</li> <li>計装(線形出力系)等の監視</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>②原子炉トリップ信 号「中性子束高 (出力領域)」</li> <li>③核計装(線形出力</li> </ol>
「なっかいたちから」         -         -         -         0         のまたいたけであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのであったいたちのである。ためのかのたいたちのであったいたちのであったいたちのである。ためのかること、ためのかるたいたちのである。ためのかること、ためのかるたいたちのである。ためのかること、ためのかるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちのであるたいたちののか。ためのかるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちののであるたいたちのののたもの、ためののかたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちののののためのののであるたいたちののののためのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちのののであるたいたちののののため、ためのののたちののののためのののであるたいたちののののののののののののののののののののののののののののののののののの	事故発生 の判断	域)」による原子炉トリップ信 号発信を確認する。	_		<ul> <li>(スクラム)</li> <li>② 関連するプロセス計装</li> </ul>		<ul><li>により確認する。</li><li>・「中性子束高(出力領域)」</li></ul>			<ul> <li>系)</li> <li>①原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>②原子炉トリップ信</li> </ul>
(1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)     (1)	<ul> <li>へ谷</li> <li>トリップ信号発信</li> <li>原子炉</li> <li>スクラム</li> </ul>	<ul> <li>         -         ・ 「原子炉出口冷却材温度         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -          -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -          -          -         -         -          -          -          -          -          -             &lt;</li></ul>		_	<ul> <li>(1) 肉連りのプロセス計装</li> <li>(1) 原子炉保護系(スクラム)</li> <li>(2) 関連するプロセク</li> </ul>	事故発生 の判断	による原子炉トリップ信号発 信を確認し、発信に失敗して いる場合は事故発生と判断す る。	_		<ul> <li>②原丁炉下9991</li> <li>号「中性子束高 (出力領域)」</li> <li>③制御棒連続引抜き 阻止インターロッ</li> </ul>
単正素 スクラム (自動作と) 志の展示セルスクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) ため(無存生しお保護) 上)、低量作単ム系(分子) (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数学スクラム (自動作と) 素数 (表生) (自動作と) (自動作と) (素数 (表生) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作と) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自動作) (自) (自) (自) (自) (自) (自) (自) (自) (自) (自	<ul> <li>(自動停止)</li> <li>確認</li> <li>後備炉</li> </ul>	<ul> <li>・</li> <li>「原子炉出口冷却材温度</li> </ul>	② 制御棒駆動系		<ul> <li>(2) (新建する)がにていた。</li> <li>(3) 関連する核計装</li> <li>(1) 後備炉停止系用</li> </ul>	代替 トリップ信号発信	_	_		<u>ク</u> ①代替原子炉トリッ プ信号「原子炉出 口冷却材温度高」
日勤時止失敗の 日時 日時 日時 日時 日前 日前 日前 日前 日前 日前 日前 日前 日前 日前	停止系 スクラム (自動停止) 確認 原子炉	<ul> <li>高」による後備炉停止系用論理</li> <li>回路動作に伴う後備炉停止系に</li> <li>よる原子炉スクラム(自動停</li> <li>止)を確認する。</li> <li>・原子炉スクラム(自動停</li> </ul>	<ol> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ul> <li>論理回路</li> <li>② 関連するプロセス計装</li> <li>③ 関連する核計装</li> </ul>	原子炉 スクラム (自動停止)	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>による原子炉スクラム(自動</li> <li>停止)について、原子炉保護</li> <li>系(スクラム)の動作及び核</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	①原子炉保護系(ス クラム)           ②代替原子炉トリッ プ信号「原子炉出 口冷却材温度高」
原子炉 手動停止前卵棒役物電磁石協議手動所 削削棒電動機構による補助作 動機構による機能停在上制御棒 動機構による機能停在上制御棒 、服業所行から作品期離極 動機構による機能停在上制御棒 、服業所行から作品期離極 、加速指表になり、原子庁を停止 する。① 前卵体 (1)前卵体 (2)① 前卵体 (2)① 前 (2)① 前	自動停止失敗の 判断	<ul> <li>止)、後備炉停止系スクラム</li> <li>(自動停止)を確認する。</li> <li>・ 手動スクラム、制御棒保持</li> <li>電磁石励磁手動断、後備炉停止</li> </ul>	_	-	-	確認	計装(線形出力系)等の監視 により確認する。			③核計装(線形出力 系)
○     1 (大王治和系 (強制)確定) の選転決力を確認するとも に2、2次主治却系 (強制)確定) は自然確認) 及び主流力却感 (強制)確定、 に2次主治却系 (強制確定) に1 (監修施思) に異常等 がないことを確認する。     ○     1 (次子が写容器内 (注)     ○     ●     ○     ○     ○     次       (第子炉容器内 治却確認)     「自然確認) 及び主流力却感 (強制確定) (注)     ○     1 (次アルゴンガス系 (注)     ○     ○     (注)     ○     (注)     ○     (注)     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○     ○	原子炉 手動停止	制御棒保持電磁石励磁手動断、 制御棒駆動機構による制御棒手 動挿入又は後備炉停止制御棒駆 動機構による後備炉停止制御棒 手動挿入により、原子炉を停止 する。	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	-	<ol> <li>関連する核計装</li> </ol>	後備炉 停止系 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)等の監視によ</li> </ul>	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	-	①後備炉停止系用論           理回路           ②代替原子炉トリッ           プ信号「原子炉出           口冷却材温度高」           ③核計装(線形出力
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のパウ ンダリを隔離する。① 1 次アルゴンガス系 1)原子炉カバーガスの パウンダリに属する容 器・配管・弁 (ただし、 計装等の小口径のものを 隙じ込め、貯留① 1 次アルゴンガス系 1)原子炉カバーガスの パウンダリに属する容 器・配管・弁 (ただし、 計装等の小口径のものを 除く。)① 関連するプロセ ス計装① 明連するプロセ ス計装① 明連するプロセ 、 ()① 明連するプロセ 、 ()① 明連するプロセ 、 ()① 明連するプロセ 、 ()① 明連するプロセ 、 ()① 明連するプロセ 、 ()① 明連するプロセ 、 ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① ()① () <td>原子炉容器内 冷却確認</td> <td><ul> <li>1次王冷却糸(強制循環)</li> <li>の運転状況を確認するととも</li> <li>に、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等</li> <li>がないことを確認する。</li> </ul></td> <td>_</td> <td>_</td> <td><ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol></td> <td>原子炉 自動停止失敗の 判断</td> <td>り確認する。 ・原子炉スクラム(自動停 止)、後備炉停止系スクラム (自動停止)を確認し、自動 停止の成否を確認する。</td> <td>-</td> <td>_</td> <td><u>*/</u></td>	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>1次王冷却糸(強制循環)</li> <li>の運転状況を確認するととも</li> <li>に、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等</li> <li>がないことを確認する。</li> </ul>	_	_	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	原子炉 自動停止失敗の 判断	り確認する。 ・原子炉スクラム(自動停 止)、後備炉停止系スクラム (自動停止)を確認し、自動 停止の成否を確認する。	-	_	<u>*/</u>
<ul> <li>「格納容器内压力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、「格納</li> <li>格納容器内床上線量率高」により、</li> <li>アイソレーション</li> <li>アイソレーション</li> <li>アイソレーション</li> <li>アイソレーション</li> <li>加藤谷田、「本納容器バウンダリに属」</li> <li>本</li> <li>の</li> <l< td=""><td>原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留</td><td><ul> <li>         ・ 放射性物質を閉じ込めるた         め、原子炉カバーガス等のバウ         ンダリを隔離する。         </li> </ul></td><td><ol> <li>1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスの バウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、 計装等の小口径のものを 除く。)</li> </ol></td><td>-</td><td><ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol></td><td>原子炉 手動停止</td><td><ul> <li>・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉</li> </ul></td><td><ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol></td><td>_</td><td>①核計装(線形出力 系)</td></l<></ul>	原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	<ul> <li>         ・ 放射性物質を閉じ込めるた         め、原子炉カバーガス等のバウ         ンダリを隔離する。         </li> </ul>	<ol> <li>1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスの バウンダリに属する容器・配管・弁(ただし、 計装等の小口径のものを 除く。)</li> </ol>	-	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	原子炉 手動停止	<ul> <li>・ 手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	①核計装(線形出力 系)
ことを確認する。	格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、「格納</li> <li>容器内床上線量率高」により、</li> <li>原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設</li> <li>が自動的に作動し、隔離される</li> <li>ことを確認する。</li> </ul>	<ol> <li>         格納容器         ② 格納容器バウンダリに属 する配管・弁     </li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系 (アイソレーション)</li> <li>関連するプロセス計装</li> </ol>	下線部が炉心打	原子炉を停止する。 員傷防止措置に使用する資格	<u> </u> 幾材		

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後									
	第4.3.3.4.2表 格納容器破損防止措置に使用する設備等									
	動作・判断・操作	手順	一	設備	⇒上/士弐□/#					
	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>1次主冷却系(強制循環)の 運転状況を確認するととも</li> <li>に、2次主冷却系(強制循環 又は自然循環)及び主冷却機</li> <li>(強制通風又は自然通風)に</li> <li>異常等がないことを確認する。</li> </ul>	<ul> <li>(①1次主冷却系)</li> <li>①2次主冷却系</li> </ul>	山 (坂) (元 ) (用	①原子炉出入口冷却材       温度、1次主冷却系       冷却材流量、主冷却       器出口冷却材温度、       2次主冷却系冷却材       流量					
	原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	・放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のバ ウンダリを隔離する。	<ol> <li>①1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスの バウンダリに属する 容器・配管・弁(た だし、計装等の小口 径のものを除く。)</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉カバーガス圧 力</li> <li>②燃料破損検出系</li> </ol>					
	格納容器 アイソレーション 確認	・「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、 原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。	<ul> <li>①格納容器</li> <li>②格納容器バウンダリに属する配管・弁</li> </ul>	_	①原子炉保護系(アイ)           ソレーション)           ②アイソレーション信           号「格納容器内圧力           高」、「格納容器内           温度高」、「格納容           器内床上線量率高」					
	下線部が格納名	容器破損防止措置に使用する	5資機材							

Ħ	変更後											Ħ					
<u>fij</u>	<u> 第4.3.3.4.3</u> 炉心預傷防止措置の手順及び各手順の所要時間																
		必要な要	夏と何	F業項目		5	10	15 1	経i 20 2	B時  25 ;	間(分 30 《	子) 60	120	180	240	)	備考
	手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数	()	手順の内容	▽異常 ▽事古 原子	常事象 放発生 ゲ炉ト! ▽原:	発生( の判 リップ信 子炉自	(制御林 町(「中 記号発( 動停」)	をの異 性子す 言失敗 上失敗	常な引 (高(日 ) と判断	抜き) 出力領均 ;	\$)][=	×ð				
カ領域)」に		当直長		• 運転操作指揮		T T	T		1				_		(	5	
お頃城)」に 言号発信失敗 オ温度高」に	状況判断	運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>												~	<ul> <li>「中性子東高(出力領域)」による原子炉トリップ信号発信失敗を確認する。</li> </ul>
(自動停止)	炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>制御棒連続引抜き阻止インターロック 作確認</li> <li>代替トリップ信号発信及び原子炉スク ム確認</li> <li>後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>	助 ラ		・炉も、計員熱	ッ 損傷 してい の 医 初 の 医 初	防止措 的に機 る。この りは、「「 しとなる	昔置は 能し、 のため 原子が る。	t、運転 、原子り め、運転 =停止の	員の排 戸は自 5員の 10確認	操作を 動停」 操作に 及び作	介在し 止する はなく、 亭止後	なよ運の		・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止) を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」に よる後備炉停止系用論理回路動作にに伴う後備炉停止系による原子炉 スクラム(自動停止)を確認する。
後備炉停止糸   易合は原子炉   する。	状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>													・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
PTPFIC行 电磁 戸停止制御棒 所、制御棒取 手動挿入又よる 助構入によ 5。	炉心損傷 防止措置	運転員A	1	• 原子炉手動停止													<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆 動機構による制御棒手動挿入又は約個棒駆動機構による 後備炉停止制御棒手動挿入によ り、原子炉を停止する。</li> </ul>

<u> </u>	俗附谷碚收預別山	_拍直の于順及01
以重ね再旦した表面ロ		経過時間

必要な要員と作業項目					5	10	15	着 20	圣過I 25	時間 30	(分 人	}) , 60	12	20 1	BO 2-	40	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▽異常 ▽事む 原子	常事 文発: ▽原 ▽ 炉	象発生 生の判 リップ 信 子 炉 自 i 心 の 著	(制御 町(「1 1 1 町 にしい)	□棒の 中性= 手 手 手 手 手 の	)異常; 子東意) ミ敗) ミシント シント シント シント シント シント シント シント シント シント	な引払 ;(出 り 断 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1 1	、 支き) り領域 断	;)][2,	よる				
	当直長		・運転操作指揮													\$	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>														・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
	運転員B、C	2	・原子炉容器内冷却確認													5	<ul> <li>・1次主令却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次 主冷却系(強制循環又は自然循 環)及び主冷却機(強制通風又は 自然通風)に異常等がないことを 確認する。</li> </ul>
	運転員D	1	<ul> <li>原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉カ パーガス等のパウンダリ内に放射性物質 を閉じ込め、貯留</li> </ul>													5	・燃料破損検出系により燃料破損 の有無を確認する。 燃料が破損したと推定される場 合、放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のバウン ダリを隔離する。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション			・ 格なめ、 確納 や い 権 や の の	学、伝及客/3閉 ―	ア動の監隔操込 // パが操視離作め //	レーでである。 ルーでではたまた。 レーでではたい。 していた。 レーでではたい。 レーでではたい。 レーでではたい。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでの。 していたいでのでのでの。 していたいでのでのでのでの。 していたいでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでのでので	<ul> <li>ン能なる。たそう</li> <li>ンたう</li> </ul>	は、 は、 う こ よう 。 と 判 県 最 の 監 し	重転計 転計 員の が した 実 を	のては 場後続	 操作を いる。 は、 話 、 手 は、 た す る。	介在た このた 動アイ 数射性		・「格納容器内圧力高」、「格納 容器内温度高」、「格納容器内床 上級量率高」により、原子炉保護 系(アイソレーション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す る。 ・多量のナトリウムが格納容器床 上に噴出した場合は、噴出直後に 格納容器床上温度が60℃を超過し て原子炉保護系(アイソレーショ ン)が動作する。 ・隔離に失敗している場合は手動 で隔離する。

必要な要員と作業項目     経過時間(分)       手順の項目     要員(名) (作業に必要な要員数)     手順の内容     「異常事象発生(制御棒の異常な引抜き) 事故発生の判断(「中性子裏高(出力領域)」による 原子炉トリップ信号発信など)、 マ原子戸自動停止失敗と判断       当直長     ・運転操作指揮       当直長     ・運転操作指揮       第日     「原子炉トリップ信号発信確認 」「原子炉トリップ信号発信確認 」「原子炉トリップ信号発信確認 」「東子炉-24確認       第二     「原子炉トリップ信号発信確認 」「東子炉-24確認       「市     「前御棒連続引抜き阻止インターロック動 作確認 」       「市     「「「「「」」」」」」」」       「「」」」」」」」」」」」」」」       「」     「「」」」」」」」」」」」」」」       「」     「」」」」」」」」」」」」」」」」       「」     「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」       「」     「「」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」	備考 ・「中性子東高(出力領域)」 よる原子炉トリップ信号発信失 を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」 よる原子炉スクラム(自動停止 を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」
手順の項目       要員(名) (作業に必要な要員数)       手順の内容       異常事象生(制師の異なご)はい。 事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による。 事故発生の判断(「中性子束高(出力領域)」による) 「常子炉目動停止失敗と判断" "「「子炉「りップ信号発信確認 "」「「デゲ「リップ信号発信確認 "」「「デゲ「フクラム確認 "事故発生の判断         状況判断       運転員A       1       · 原子炉「リップ信号発信確認 "」「デゲッスクラム確認 "事故発生の判断       1       · 原子炉「リップ信号発信確認 "」」「「日本」」」」」」」       1       · 「日本」」」」」」」」       1       · 「日本」」」」」」       1       · 「日本」」」」」」」       1       · 「日本」」」」」       1       · 「日本」」」」」」       1       · 「日本」」」」」       1       · 「日本」」」」」」       1       · 「日本」」」」」       1       · 「日本」」」」」       1       · 「日本」」」」」       1       · 「日本」」」」       1       · 「日本」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」」	<ul> <li>・「中性子東高(出力領域)」 よる原子炉トリップ信号発信失 を確認する。</li> <li>・「原子炉出口冷却材温度高」 よる原子炉スクラム(自動停止 を確認する。</li> <li>・「原子炉出口冷却材温度高」</li> </ul>
当直長       運転操作指揮       「原子炉トリッブ信号発信確認       「日       「日 <t< th=""><th><ul> <li>「中性子束高(出力領域)」</li> <li>よる原子炉トリップ信号発信失</li> <li>を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>よる原子炉スクラム(自動停止 を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> </ul></th></t<>	<ul> <li>「中性子束高(出力領域)」</li> <li>よる原子炉トリップ信号発信失</li> <li>を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>よる原子炉スクラム(自動停止 を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> </ul>
状況判断       運転員A       1       · 原子炉トリッブ信号発信確認 · 原子炉スクラム確認 · 事故発生の判断       · · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	<ul> <li>「中性子束高(出力領域)」 よる原子炉トリップ信号発信失 <u>を確認する。</u></li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」 よる原子炉スクラム(自動停止 を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> </ul>
	・「原子炉出口冷却材温度高」 よる原子炉スクラム(自動停止 を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」
状況判断     運転員A     1     ・原子炉自動停止失敗と判断     1 </td <td>よる後備炉停止糸用論理回路動 に伴う後備炉停止系による原子 スクラム(自動停止)を確認す ス</td>	よる後備炉停止糸用論理回路動 に伴う後備炉停止系による原子 スクラム(自動停止)を確認す ス
炉心損傷 防止措置 運転員A 1 ・原子炉手動停止	<ul> <li>・原子炉スクラム、後備炉停止</li> <li>スクラムに失敗した場合は原子</li> <li>自動停止失敗と判断する</li> </ul>
	日勤停止へ気に下前すうか。 手動スクラム、割御棒保持電 石励磁手動断、後備炉停止制御 除費電磁石励磁手動断、制御棒 防機構による制御棒軍動挿入 後備炉停止制御棒駆動機構によ 後備炉停止制御棒駆動機構によ 後備炉停止制御棒駆動機構によ の 町 平石炉を使止する。
運転員B、C     2     ・原子炉容器內冷却確認	<ul> <li>・1次主冷却系(強制循環)の 転状況を確認するとともに、2</li> <li>主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又 自然通風)に異常等がないこと 確認する。</li> </ul>
各納容器破損 防止措置         運転員D         1         ・原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カ パーガス等のバウンダリ内に放射性物質         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -         -	・燃料破損検出系により燃料破 の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される 合、放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のバウ ダリを隔離する。
運転員A、E 2 ・格納容器アイソレーション確認	・「格納容器内圧力高」、「格 容器内温度高」、「格納容器内 上線量率高」により、原子炉保 系(アイソレンション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に 動し、隔離されることを確認す る。また、隔離に大敗している 合は手動で隔離する。

# 谷手順の所要時間

## >対応手順 (変更なし)



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	燃 2800 被 900 原 140 料 還 度 (℃)2400 及 800 及 120 分 材 成
	2000 - 度 700 - ^(%) (°C)
	1200 - 500 - 60 - 原子!
	800 - 400 - 40 -
	400 - 300 - 20 - 原
	0 200 0 0 0 0 120 180 時間(
	<u>第4.3.3.4.3 図 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉ト</u> (不確かさの影響評価)










変更前 (2021.12.2 付補正)		変更後				
第 4. <u>2. 4. 4</u> 図 遷移過程における反応度履歴 (省略)	第 4. <u>3. 3. 4. 12</u> 図 🗄 —	遷移過程 <u>の不確かさの影響評価</u> における反応 ( <u>燃料スロッシングを最大限考慮した場合)</u>				
第4. <u>2.4.5</u> 図 遷移過程における出力履歴 (省略)	第 4. <u>3. 3. 4. 13</u> 図 : 	遷移過程 <u>の不確かさの影響評価</u> における出力 (燃料スロッシングを最大限考慮した場合)				
第4.2.4.6 図 遷移過程における炉心平均燃料温度履歴 (省略)	第 4. <u>3. 3. 4. 14</u> 図 ] 	遷移過程の <u>不確かさの影響評価</u> における炉心 (燃料スロッシングを最大限考慮した場合)				
4. <u>2</u> .5 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	4. <u>3. 3</u> . 5 出力運 故	転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護				
(1) 事故の原因及び説明	(1) 事故の原	原因及び説明				
(省略)	(変更な	:し)				
(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷	高防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的 は、の時間によります。				
出力連転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護糸(スクフム)動作矢敗の重畳事	出力運転	5中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系				
	ことから 恒心の昇温によって恒心の著しい損傷に至う					
	出力流量	※ 1.00 弁証によう て ※ 1.00 名 して 損傷に 主、				
	時間は数十	砂であることから、炉心の著しい損傷を防止				
	<u></u> 原子炉を自	動で停止する措置を講じる。また、炉心の著				
	心物質の冷	却及び機械的エネルギーの影響緩和が必要で				
	格納容器破	損防止措置を講じる。				
<u>したがって、</u> 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作	出力運転	中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系				
失敗の重畳事故では、制御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度な上昇を防止する	故では、制	御棒の異常な引抜きによる原子炉出力の過度				
ため、制御棒の連続的な引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止インターロックを整備	の連続的な	引抜きを阻止する制御棒連続引抜き阻止イン				
するとともに、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路	に、代替安	全保護回路として、後備炉停止系用論理回路				
の動作により後備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。	り後備炉停	山制御棒を急速挿入することで、炉心の著し				
さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏	さらに、	当該事故が多量の放射性物質等を放出するお				
よえ、原于炉トリッノ信号発信矢奴を想定し、「原于炉田口行却材温度高」を代替原于炉	よえ、原ナトリップ信	「炉トリツノ信亏発信矢敗を想定し、「原于炉」 				
トリッノ信方として空催する。	トリツノ信かな一面	写として登開する。   子恒の停止後け 1 次主冷却系におけろ低減				
	<u>- イン、小</u> ーモータを	使用) 2次主流知系の自然循環及び主流知				
	<u></u> を行う。					
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事	出力運転	中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系				
故では、 <u>制御棒連続引抜き阻止インターロックがないと</u> 仮定した場合、炉心の著しい損	故では、 <u>炉</u>	心損傷防止措置(制御棒連続引抜き阻止イン				
傷に至ることから、1次主冷却系における強制循環(長期対策としては1次主循環ポン	<u>を</u> 仮定した	場合、炉心の著しい損傷に至ることから、1				
プのポニーモータを使用)、2次主冷却系の強制循環(長期対策としては自然循環)及び	(長期対策	としては1次主循環ポンプのポニーモータを				

度履歴

(変更なし)

履歴

(変更なし)

、平均燃料温度履歴

(変更なし)

「系(スクラム)動作失敗の重畳事

的な考え方

系(スクラム)動作失敗の重畳事 時に原子炉の停止機能を喪失する る可能性がある。

らに炉心が損傷を開始するまでの とする措置として、この時間内に 皆しい損傷に至った場合、損傷炉 であることから、自動で作動する

系(スクラム)動作失敗の重畳事 度な上昇を防止するため、制御棒 /ターロックを整備するととも 各を整備し、当該回路の動作によ い損傷を防止する。

3それのある事故であることを踏 出口冷却材温度高」を代替原子炉

<u>を運転(1次主循環ポンプのポニ</u> 機の自然通風により崩壊熱の除去

系 (スクラム)動作失敗の重畳事

 <li

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
主冷却機の強制通風(長期対策としては自然通風)により、 <u>放射性物質等(溶融炉心物</u>	(長期対策としては自然循環)及び主冷却機の強制通風(
<u>質を含む。)</u> を冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容	により、 <u>損傷炉心物質</u> を冷却することで原子炉冷却材バウ
器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。	原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じるこ
	る。
また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出さ	また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴
れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能	れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内
性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超過	性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納
の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。	の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(
故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要を第4. <u>2.</u> 5.1図	故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の
に示す。本 <u>事象</u> において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行	図に示す。本 <u>評価事故シーケンス</u> において、多量の放射性
は、原子炉保護系(スクラム)動作失敗を起点とする。	る事故への移行は、原子炉保護系(スクラム)動作失敗を
(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(
故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置	故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以
は、事故の拡大の防止を目的とする。	は、事故の拡大の防止を目的とする。
a.制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原子炉トリップ信号として、「原	a.制御棒連続引抜き阻止インターロック及び代替原
子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「中性子束高(出力領域)」による	子炉出口冷却材温度高」を整備することにより「ロ
原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原子炉の出力が過度に上昇するこ	原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合に、原
とを防止する。	とを防止する。
b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)の	b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、
動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	動作に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とす
c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(主炉停止系)の急速挿入に失敗	c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(
した場合でも原子炉の停止を可能とする。	した場合でも原子炉の停止を可能とする。
d. <u>異常</u> を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるも	d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗</u> を検知した場
のとする。 <u>なお、</u> 当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を	をスクラム又は停止できるものとする。当該操作
動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保	により原子炉保護系を動作させて原子炉を停止さ
持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石	棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉
励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は	停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又は後
後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を	法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機
挿入する方法がある。	は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。 <u>なお</u>
	措置による炉心損傷防止措置の有効性を確認した
	的に講じる措置である。
$(ii) \sim (iii)$	$(ii) \sim (iii)$
(省略)	(変更なし)
(4)資機材	(4)資機材
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(
故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.5.1表	故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に

(長期対策としては自然通風) ウンダリの温度上昇を抑制し、 ことで格納容器の破損を防止す

半う即発臨界超過により放出さ 内にナトリウムが噴出する可能 納容器構造により即発臨界超過

(スクラム)動作失敗の重畳事 の対応手順の概要を第4.<u>3.3.</u>5.1 生物質等を放出するおそれのあ を起点とする。

(スクラム)動作失敗の重畳事 以下に示す。炉心損傷防止措置

「原子炉トリップ信号として、「原 「中性子束高(出力領域)」による 原子炉の出力が過度に上昇するこ

)、原子炉保護系(スクラム)の する。

(主炉停止系)の急速挿入に失敗

場合には、運転員は手動で原子炉 作手順には、手動スクラムボタン させる方法、手動操作による制御 炉停止制御棒駆動機構の後備炉 後備炉停止制御棒を挿入する方 機構により手動操作にて制御棒又 <u>る、本措置は上記のa.~c.の</u> こ上で、安全性向上のために自主

(スクラム)動作失敗の重畳事 こ使用する設備等を第4.<u>3.3.</u>5.1

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
に示す。これらの設備等は <u>、基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように</u>	表 <u>及び第4.3.3.5.2表</u> に示す。これらの設備等は、「添付書
整備する。	原子炉の附属施設 10.11多量の放射性物質等を放出する事
	<u>材」に定める設計方針に基づき整備する。</u>
(5) 作業と所要時間	(5) 作業と所要時間
出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事	出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(
故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を	における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の引
第4. <u>2.</u> 5. <u>2</u> 表に示す。	4. <u>3.3.</u> 5. <u>3</u> 表 <u>及び第4.3.3.5.4表</u> に示す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の項
	た必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要
	防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐して
	<u>質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく</u>
	て、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の
	る。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制御室内
	内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想定して
(6) 措置の有効性評価	(6) 措置の有効性評価
	(i) 炉心損傷防止措置
本 <u>事象の事象進展及び炉心損傷防止措置、格納容器破損防止措置は「4.2.4</u> 出力運転中	本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置に
の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。こ	御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の重要
のため、措置の有効性の評価は「4.2.4 出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉ト	ため、措置の有効性の評価は「4. <u>3.3</u> .4 出力運転中の制御
リップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。	トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。
上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き及び原子炉保護系(スクラ	上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜
ム)動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷 <u>及び格納容器の破損は防止さ</u>	ム)動作失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷は
れ、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。	(ii)格納容器破損防止措置
	本評価事故シーケンスの事象進展及び格納容器破損防止
	の制御棒の異常な引抜き及び原子炉トリップ信号発信失敗の
	<u>このため、措置の有効性の評価は「4.3.3.4 出力運転中の</u>
	<u>子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。</u>
	上記の評価結果から、出力運転中の制御棒の異常な引抜き
	ム)動作失敗の重畳事故を想定しても格納容器の破損は防」
	射性物質等の放出は防止される。

<u> 書類8 10. その他試験研究用等</u> 事故の拡大の防止のための資機

(スクラム)動作失敗の重畳事故)手順及び各手順の所要時間を第

<u>夏目、各措置の所要時間を含め</u> 必要な要員は2名、格納容器破損 ている運転員6名(「核原料物 く原子炉施設保安規定におい の運転員を確保することを定め 内で実施するため、大洗研究所 ても対処可能である。</u>

置は「4.<u>3.3</u>.4 出力運転中の制 重畳事故」と同じである。この 御棒の異常な引抜き及び原子炉

友き及び原子炉保護系(スクラ は防止される。

<u>上措置は「4.3.3.4 出力運転中</u> <u>故の重畳事故」と同じである。</u> の制御棒の異常な引抜き及び原 <u>る。</u>

<u> 抜き及び原子炉保護系(スクラ</u> 方止され、施設からの多量の放

	変更前	(2021.12.2 付補正)			変更後							
第4.2	2.5.1表 炉心損傷防止措置	及び格納容器破損防止措	置に使用す	る設備等	第4.3.3.5.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等							
動作・判断・操作	手順		設備		動作・判断・操作	手順		設備				
		常設設備	可搬設備	計装設備			常設設備	可搬設備	計装設備			
原子炉 トリップ信号発信	_	_	_	<ol> <li>(1) 関連するプロセ ス計装</li> </ol>	原子炉 トリップ信号発信	_	_	_	① 原子 炉 下 り ック 信 号 「 中性子 東 高 ( 出力領域)			
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「中性子束高(出力領 域)」による原子炉トリップ信 号発信及び原子炉スクラム(自 動停止)を確認する。</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系 (スクラム)</li> <li>関連するプロセ ス計装</li> <li>関連する核計装</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 2013	<ul> <li>「中性子束高(出力領域)」</li> <li>による原子炉トリップ信号発</li> <li>信及び原子炉スクラム(自動</li> <li>停止)について、原子炉保護</li> <li>系(スクラム)の動作及び核</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ul> <li>①原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>②原子炉トリップ信 号「中性子束高 (出力領域)」</li> </ul>			
事故発生 の判断	<ul> <li>「中性子東高(出力領 域)」による原子炉保護系(ス クラム)動作を確認する。</li> </ul>	_		<ol> <li>(スクラム)</li> <li>(2) 関連するプロセ ス計せ</li> </ol>	171E pC>	計装(線形出力系)等の監視 により確認する。			③核計装(線形出力 系)       ①原子炉保護系(ス)			
後備炉 停止系 (自動停止) スクラム確認	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度 高」による後備炉停止系用論理</li> <li>回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>	<ol> <li>① 後備炉停止制御棒</li> <li>② 後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	① 後備炉停止系用         論理回路         ② 関連するプロセス計装         ③ 関連する核計装	事故発生 の判断	<ul> <li>「中性子束高(出力領域)」</li> <li>による原子炉保護系(スクラム)動作を確認し、動作に失敗している場合は事故発生と</li> <li>判断する。</li> </ul>	_		<ul> <li>クラム)</li> <li>②原子炉トリップ信</li> <li>号「中性子束高</li> <li>(出力領域)」</li> <li>③制御棒連続引抜き</li> <li>阻止インターロッ</li> </ul>			
原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>・ 原子炉スクラム(自動停</li> <li>止)、後備炉停止系スクラム</li> <li>(自動停止)を確認する。</li> </ul>	_	_	_		<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>によろ後備炉停止系用論理回</li> </ul>			<u>ク</u> ①後備炉停止系用論			
原子炉 手動停止	<ul> <li>・ 手動スクラム、制御棒保持</li> <li>電磁石励磁手動断、後備炉停止</li> <li>制御棒保持電磁石励磁手動断、</li> <li>制御棒駆動機構による制御棒手</li> <li>動挿入又は後備炉停止制御棒駆</li> <li>動機構による後備炉停止制御棒</li> <li>手動挿入により</li> <li>原子炉を停止</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>関連する核計装</li> </ol>	後備炉 停止系 (自動停止) スクラム確認	になるとは他が自己が加加になった。 路動作に伴う後備炉停止系に よる原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系 スクラムの動作及び核計装 (線形出力系)等の監視により確認する。	<ol> <li>①後備炉停止制御棒</li> <li>②後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<u>理回路</u> <u>②</u> 代替原子炉トリッ <u>プ信号「原子炉出</u> <u>□冷却材温度高」</u> <u>③核計装(線形出力</u> <u>系)</u>			
	<ul> <li>する。</li> <li>1次主冷却系(強制循環)</li> <li>の運転状況を確認するととも</li> </ul>				原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>・原ナ炉スクラム(自動停 止)、後備炉停止系スクラム (自動停止)を確認し、自動 停止の成否を確認する。</li> </ul>	_	_	_			
原子炉容器内 冷却確認	に、2次主冷却糸(強制循環又 は自然循環)及び主冷却機(強 制通風又は自然通風)に異常等 がないことを確認する。	_	_	<ol> <li>(1) 関連するフロセ ス計装</li> </ol>	原子炉	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒保持電磁石励磁手動断、制御棒駆動機構による制</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>		①核計装(線形出力			
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を	<ul> <li>放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>	<ol> <li>1次アルゴンガス系</li> <li>原子炉カバーガスの バウンダリに属する容 器・配管・弁(ただし、 計装等の小口径のものを</li> </ol>	_	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	手動停止	御棒手動挿入又は後備炉停止 制御棒駆動機構による後備炉 停止制御棒手動挿入により、 原子炉を停止する。 員傷防止措置に使用する資料	<ul> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> <li>幾材</li> </ul>	_	系)			
<ul> <li>(別し込め)、町留</li> <li>格納容器</li> <li>アイソレーション</li> <li>確認</li> </ul>	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、</li> <li>原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。</li> </ul>	<ul> <li>(1) 格納容器</li> <li>(2) 格納容器バウンダリに属 する配管・弁</li> </ul>	_	<ol> <li>原子炉保護系 (アイソレーション)</li> <li>関連するプロセス計装</li> </ol>								

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後							
	<u>第4.3.3.5.2 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等</u>							
	動作・判断・操作	手順		設備				
	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>・1次主冷却系(強制循環)の 運転状況を確認するととも</li> <li>に、2次主冷却系(強制循環)及び主冷却機</li> <li>(強制通風又は自然通風)に</li> <li>異常等がないことを確認する。</li> </ul>	常設設備 ①1次主冷却系 ②2次主冷却系		計装設備         ①原子炉出入口冷却材         温度、1次主冷却系         冷却材流量、主冷却         器出口冷却材温度、         2次主冷却系冷却材         流量			
	原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	<ul> <li>・放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウンダリを隔離する。</li> </ul>	<ul> <li>①1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスの バウンダリに属する 容器・配管・弁(た だし、計装等の小口 径のものを除く。)</li> </ul>	_	<ol> <li>①原子炉カバーガス圧 力</li> <li>②燃料破損検出系</li> </ol>			
	格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、「格 納容器内温度高」、「格納容 器内床上線量率高」により、</li> <li>原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全</li> <li>施設が自動的に作動し、隔離されることを確認する。</li> </ul>	<ul> <li>①格納容器</li> <li>②格納容器バウンダリに属する配管・弁</li> </ul>	_	①原子炉保護系(アイ)           ソレーション)           ②アイソレーション信           号「格納容器内圧力           高」、「格納容器内           温度高」、「格納容           器内床上線量率高」			
	下線部が格納名	^家 器破損防止措置に使用する	5貸機材					

	1	変更前(2021.	12.2	2 付衬	甫正) 									変	更後				
.5.2表 炉心	い <u>損</u>	<u>傷防止措置及び格納容</u> ^{業項目}	器破	<u>損防</u>	止措語 ^{20 25}	<u> 皆の</u> 三 ^{時間(分} ³⁰ 《	手順及	ひ名 0 180 2	<u>}手</u>	<u>順の所要時間</u> ^{備考}		<u>第4.3</u>	3. 3.	5.3表 炉心損傷防止打	<u>昔置</u> の	<u>)手</u>	順及	び各	手
要員(名) (作業に必要な要員数)	1	手順の内容	▽事象発 ▽事故発: ▽原 ▽炉	生(制御棒 生の判断( 夏子炉自動 5心の著し	の異常な引 原子炉保護 停止失敗と判 い損傷の有無	抜き) 系(スクラム 判断 乗を判断	2)動作失敗	)				必要な要 更昌 (な)	要員と	<b>华業項目</b>	5 ▼事象発	  生(制谷	15 20 15 20 車棒の異常	経過時間 25 30 1 1 な引抜き)	(分 (
当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>							Ę		手順の項目	(作業に必要な要員数	友)	手順の内容	▼事故発 ▽原	主の判! (子炉自	断(原子炉) 目動停止失!	保護系(ス 敗と判断	クラム
運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>								<ul> <li>「中性子東高(出力領域)」に よる原子炉保護系(スクラム)動 作失敗を確認する。</li> </ul>		当直長	Т	<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>		Ŧ			
運転員A	1	<ul> <li>・制御棒連続引抜き阻止インターロック動作確認</li> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>								<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」に よる後備炉停止系用論理回路動作 に伴う後備炉停止系による原子炉 スクラム(自動停止)を確認す る。</li> </ul>	状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>原子炉スクラム確認</li> <li>事故発生の判断</li> </ul>		1			
運転員A	1	<ul> <li>・原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>								<ul> <li>・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。</li> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁</li> </ul>	炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>・制御棒連続引抜き阻止インターロック 作確認</li> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スク 人確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>	助 ラ	・炉心ても、設計転換	>損傷防止 自動的に している。こ の役割は、 の監想とな	措置は、 機能し、 のため、 原子炉停 る	運転 夏子炉 運転 野止の
運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>								石励磁手動断、後備炉停止制御棒 保持電磁石励磁手動断、制御棒駆 動機構による制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒駆動機構による 後備炉停止制御棒手動挿入によ	状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>					
運転員B、C	2	<ul> <li>・原子炉容器内冷却確認</li> </ul>							\$	<ol> <li>0、原子炉を停止する。</li> <li>・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次 主冷却系(強制循環又は自然循 環)及び主冷却機(強制通風又は 自然通風)に異常等がないことを 確認する。</li> </ol>	炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>					
運転員D	1	<ul> <li>原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉カ バーガス等のパウンダリ内に放射性物質 を閉じ込め、貯留</li> </ul>							\$	・燃料破損検出系により燃料破損 の有無を確認する。 ・燃料が破損したと推定される場 合、放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カパーガス等のパウン ダリを隔離する。		<u>第 4.3.3</u>	8. 5.	4表 格納容器破損防	止措	<u>置の</u>	)手順	夏及び	ド名
		・	必要な要員と作業項目					経過時間( 5 10 15 20 25 30											
運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認							7	※ (アイフレーション) か助作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す る。また、隔離に失敗している場 合は手動で隔離する。	事順の項目         要員(名) (作業に必要な要員数)         予順の内容         平事教発生(制御 マ事故発生の判 マ原子炉目 マ炉心の引			注(制御椿の異常な引抜き) 注(制御椿の異常な引抜き) 注(の判断(原子炉保護系(スクラム) 原子炉自動停止失敗と判断 炉心の著しい損傷の有無を判断					
												当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>		-			
											状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>					
												運転員B、C	2	<ul> <li>原子炉容器内冷却確認</li> </ul>		-			
												運転員D	1	<ul> <li>原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カ バーガス等のバウンダリ内に放射性物 を閉じ込め、貯留</li> </ul>	ă	-			
											格納容器破損 防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認		・ 格 く 、 確 諸 納	容器アインを設定した。	ルーションのに機能なく、したなる。	ノは、る運転
	5. 2表       戶八         必要な要         必要な要         (作楽医員(名))         当直長         「運転員A         運転員A         運転員A、E	5. 2表 / 方心長         Auguage Left         Auguage Left         (作楽に必要な要員数)         当直長         二         運転員A         二         運転員A、E         二         運転員A、E	変更前(2021.           5.2表 仮心は後防止措置及び格納内容           レッマなおよいます           レースマスタストレーンマストレーン           (作業にの変な変異な)         手順の内容           当商長         1           二単本氏丸         1           二単本氏丸、と         1           二単本氏丸、と         2           二単本氏丸、と         2           二単本氏丸、と         2           二単本氏丸、と         2           二単本氏丸、と         2           二単本の日本、と         2           二単本の日本、と         2           二単本の日本、と         2           二単本の日本、と         2	変更前(2021.12.1         S.2表 作らい損低防止措置及び格納容どみののないのないのないのないのないのないのないのないのないのないのないのないのない	変更前(2021.12.2 付付         S 学校の内容 (中原中日)         S 学校の内容 (中原中日)         S 学校の内容         S 学校ののでいていていていていていていていていていていていていていていていていていてい	変更前(2021.12.2 付補正)         5.2名 伊心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置         必求效果に年来日       第.9.9.9.9.9         (作素: c.零. c.零. c.零. c.零. c.零. c.零. c.零. c.	Segen (2021.12.2 dptame)         Sexexe (margined)       Reserve (margined)         (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)         (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)         (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)         (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)         Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)       Reserve (margined)         Reserve (margined)       <	Segen (2021.12.2 dham)         Se	Segen (2021.12.2 dham)         Se	Szg fr. fo. f.	<section-header></section-header>		Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen (2021.12.2 / Hims)         Segen (2021.12.2 / Hims)       Segen	Segen (2021, 12, 2 d Phar)       Gen (2021, 12, 2 d Phar)         Segen (2021, 12, 2 d Phar)       I I I I I I I I I I I I I I I I I I I	жерей (2021.12.2 fdiam)       жерей (2021.12.2 fdiam) </td <td>Experiment       Experiment       Experiment<td>ждей (2021, 12.2 с) таки:       5.25 с) с 0 с 1 (20 5 1 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5</td><td></td><td></td></td>	Experiment       Experiment <td>ждей (2021, 12.2 с) таки:       5.25 с) с 0 с 1 (20 5 1 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5</td> <td></td> <td></td>	ждей (2021, 12.2 с) таки:       5.25 с) с 0 с 1 (20 5 1 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5 - 2 5		

### (分) 60 120 180 240 備考 クラム)動作失敗) ・「中性子束高(出力領域)」に よる原子炉保護系(スクラム)動 作失敗を確認する。 運転員の操作を介在はなく 行りがは勧時止するよう 運転員の操作はなく.運 いの確認及び停止後の ・「原子炉出口冷却材温度高」に よる原子炉、合加材 ・「原子炉出つ冷却材温度高」に よる原子炉 ・「原子炉出つ冷却材温度高」に よる後備炉停止系品論理回路動作 に伴う後備炉停止系による原子炉 スクラム(自動停止)を確認する。 ・「原子炉スクラム、(自動停止) を確認する。 ・「原子炉スクラム、(自動停止) を確認する。 ・「原子炉スクラム、(自動停止) を確認する。 ・「原子炉スクラム、(自動停止) を確認する。 ・「助谷に大敗と月間する。 ・「手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆動機構による 後備炉停止前御棒駆動機構による 後備炉停止前御棒事動挿入又は 後備炉停止前御棒事動挿入又は 後備炉停止前御棒事動挿入又は 後備炉停止前御棒事動挿入又は

# 「各手順の所要時間

(分) 60 120 180 240	備考
クラム) 動作失敗)	
析	
	・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉
	自動停止失敗と判断する。 ・1 次主 ( 油 知 紙 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一 一
	転状況を確認するとともに、2次 主冷却系(強制循環又は自然循
5	環) 及び主冷却機(強制通風又は
	自然通風)に異常等がないことを 確認する
	<ul> <li>¹¹¹ ・燃料破損検出系により燃料破損</li> </ul>
	の有無を確認する。
5	・ 燃料 か 戦損した と 推正される場合、 放射性物質を 閉じ込めるた
	め、原子炉カバーガス等のバウン
	ダリを隔離する。
	<ul> <li>格納容器内止力局」、「格納 容器内温度高」、「格納容器内床」</li> </ul>
	上線量率高」により、原子炉保護
	系 (アイソレーション)が動作 」 工学的安全施設が自動的に体
	し、エテロム王旭 Qが日 到 印に作 動し、隔離されることを確認す
は、運転員の操作を介在し	<b>3</b> .
るよう設計している。このた 運転員の役割け 隔離状能	<ul> <li>多量のナトリウムが格納容器床</li> <li>トに噛出した担合け、噛出直後に</li> </ul>
生も良い反向にあ、阿隆化活	格納容器床上温度が60℃を超過し
と判断した場合、手動アイ	て原子炉保護系(アイソレーショ
る。操作実施後は、放射性	ン)が動作する。
§の監視を継続する。	<ul> <li>・ 隔離に天取している場合は手動</li> <li>で 隔離する。</li> </ul>
対応手順の概要	要 (変更なし)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
2.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故	4. <u>3.3</u> .6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信
(1)事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的
2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、2次冷却材流量減	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗
少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷に至る	に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温に
可能性がある。	ある。
	原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心
	炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子炸
	炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも
	いことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。
したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、「原	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗(
子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著しい損傷を防止	高」を代替原子炉トリップ信号として整備し、炉心の著
する。	
さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏ま	さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するお
え、制御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗を想定し、後備炉停止系を整備するとともに、原	御棒(主炉停止系)の急速挿入失敗を想定し、後備炉停
子炉保護系(スクラム)の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理回路を整備する。	(スクラム)の動作失敗を想定し、後備炉停止系用論理!
	なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系におけろ低速
	を使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通
2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故では、代替原子炉トリッ	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗
プ信号による原子炉停止機能がないと仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性によ	
り「「心の茎」い損傷が防止される	
2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故におけろ炉心損傷防止措	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗
置の対応手順の概要を第4.9.6.1回に示す。本事象において、多量の放射性物質等を放出す	7.1.1.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.2.
	いて 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故。
ちとする	「トリップ信号発信生敗を起占とする
(3) 炉心損傷防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
	(i) 炉心損傷防止措置
2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故において、炉心の著しい	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失
損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的と	傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止
する。	
a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、	a.「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉ト!
「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の	「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ
停止を可能とする。	の停止を可能とする。
b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)の動作に	b. 後備炉停止系用論理回路を整備することによ
失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とす
c 後備恒停止系を整備することにより 制御楼(主恒停止系)の刍凍挿入に生助した埋	c 後備恒信止系を整備することにより、 制御様

言失敗の重畳事故

的な考え方

の重畳事故では、2次冷却材流量減少時 よって炉心の著しい損傷に至る可能性が

の著しい損傷に至る可能性があるため、 炉を自動で停止する措置を講じる。また、 、本原子炉施設の設計の特徴と2次冷却 の特徴から、炉心の著しい損傷に至らな

の重畳事故では、「原子炉出口冷却材温度 しい損傷を防止する。

それのある事故であることを踏まえ、制 止系を整備するとともに、原子炉保護系 回路を整備する。

<u>運転(1次主循環ポンプのポニーモータ</u> 通風により崩壊熱の除去を行う。

の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措置(代</u> い<u>ことを</u>仮定した場合でも、<u>第 4.3.3.6.4</u> 炉心の著しい損傷が防止される。

:の重畳事故における炉心損傷防止措置<u>及</u> .1 図に示す。本<u>評価事故シーケンス</u>にお への移行は、「2次冷却材流量低」の原子

敗の重畳事故において、炉心の著しい損 措置は、事故の拡大の防止を目的とする。

リップ信号として整備することにより、 信号の発信に失敗した場合でも原子炉

り、原子炉保護系(スクラム)の動作 る。

(主炉停止系)の急速挿入に失敗した

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
合でも原子炉の停止を可能とする。	場合でも原子炉の停止を可能とする。
d. <u>異常</u> を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとす	d. <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗</u> を検知した場
る。 <u>なお、</u> 当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて	ラム又は停止できるものとする。当該操作手順
原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断	炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法
又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又	制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御
は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構	磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御
により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。	は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作
	入する方法がある。 <u>なお、本措置は上記のa.</u>
	有効性を確認した上で、安全性向上のために自主
	<u>(ii) 格納容器破損防止措置</u>
	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失
	を防止するための措置を以下に示す。これらは、影響
	応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとす
	a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制する
	次主循環ポンプの主電動機を使用)、2次主冷却
	よる原子炉容器内冷却を可能とする。
	b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムに
	c. 以上に加えて、制御棒駆動機構の軸の直接回転
	下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記
	防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上の
	炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作に
	合において、原子炉が高温で安定静定している場
	<ul><li>(iii) その他</li></ul>
(4)資機材	(4) 資機材
2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗
置に使用する設備等を第4.2.6.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に	び格納容器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.6.
対して機能を喪失しないように整備する。	の設備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉
	を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める
(5) 作業と所要時間	
2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故における炉心損傷防止措	2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗
置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.6.2表に示す。	手順及び各手順の所要時間を第4.3.3.6.3 表及び第4.3.
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の
	要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要
	な要員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員
	炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定に
	直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定め
	主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の

合には、運転員は手動で原子炉をスク 頃には、手動スクラムボタンにより原子 法、手動操作による制御棒駆動機構の 棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電 棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又 にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿 <u>~c.の措置による炉心損傷防止措置の</u> 主的に講じる措置である。

<u>敗の重畳事故において、格納容器の破損</u> 緩和を目的とする。なお、事故の状況に る。

とめ、1次主冷却系における定格運転(1 系の自然循環及び主冷却機の自然通風に

<u>よる原子炉の出力の低減を可能とする。</u> により制御棒を炉心に挿入し、出力を低 <u>このa.~b.の措置による格納容器破損</u> ために自主的に講じる措置である。また、 こよっても、制御棒が挿入できなかった場 場合に実施する。

<u>緩和に必要な措置を講じる。</u>

の重畳事故における炉心損傷防止措置<u>及</u> 1 表<u>及び第4.3.3.6.2 表</u>に示す。これら ⁵の附属施設 10.11 多量の放射性物質等 設計方針に基づき整備する。

の重畳事故における炉心損傷防止措置の <u>3.6.4表</u>に示す。

項目、各措置の所要時間を含めた必要な 員は2名、格納容器破損防止措置に必要 6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子 おいて、中央制御室に当直長1名、副当 る。)で対処可能である。なお、措置は、 試験研究用等原子炉施設との同時被災を

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<ul><li>(6) 措置の有効性評価</li></ul>	(6) 措置の有効性評価
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
a. 解析条件	a. 解析条件
計算コードSuper-COPDにより解析する。	計算コードSuper-COPDにより解析-
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。	要な解析条件を以下に示す。
	<u>1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また</u>
	<u>ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温</u>
	<u>値を定格流量とする。</u>
	2) 燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ熱伝
<u>i</u> )原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1.	3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測
3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。	<u>類 10</u> 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同-
<u>ii</u> )2ループの2次主循環ポンプの主電動機が同時に停止し、2ループの1次主	<u>4) 2 ループの2次主循環ポンプの主電動機が</u>
循環ポンプの主電動機は運転を継続するものとする。	ンプの主電動機は運転を継続するものとす
<u>iii</u> )2次主循環ポンプの主電動機の停止によるインターロックにより、主冷却機	5) 2次主循環ポンプの主電動機の停止による
の主送風機は同時に停止し、自然通風により除熱されるものとする。	風機は同時に停止し、自然通風により除熱
<u>iv</u> )ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支	<u>6</u> ) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度
持板温度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。	度係数にはノミナル値(最適評価値)を用
<u>v</u> )原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温度高」によるものとし、原子炉ト	7) 原子炉の自動停止は「原子炉出口冷却材温
リップ設定値は464℃、応答時間は3.4秒とする。	設定値は 464℃、応答時間は 3.4 秒とする。
<u>vi</u> )原子炉保護系及び主炉停止系には期待しないものとし、後備炉停止系用論理	8) 応答時間を長くし、かつ、負の反応度の挿
回路により後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿入されるものとする。	の上昇を高めに評価するため、原子炉保護
	し、後備炉停止系用論理回路 <u>の動作</u> により
	入されるもの <u>とし、負の反応度を 1.4%△k</u> /
	速度について、制御棒保持電磁石励磁断か
	<u>を 0.8 秒</u> とする。
<u>vii</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	<u>9</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定
<u>viii</u> )崩壊熱はノミナル値(最適評価値)を用いる。	<u>10</u> )崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均
	<u>計算した</u> ノミナル値(最適評価値)を用い
b. 解析結果	b. 解析結果
解析結果を第 4.2.6.2 図に示す。「原子炉出口冷却材温度高」に係る後備炉停止系	解析結果を第4.3.3.6.2 図に示す。
用論理回路の動作に伴う後備炉停止制御棒の急速挿入により、原子炉は自動停止す	<u>1</u> ループの2次主循環ポンプがトリップする。
る。その後、1次主循環ポンプの回転数が所定の値まで低下した時点で、2ループの	に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし
ポニーモータによる低速運転に引継がれ、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。炉心	約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である
の燃料最高温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約1,800℃、約550℃、	<u> 炉トリップ信号の発信に失敗する。2次主冷却</u>
<u>約 550℃にとどまる。</u>	環ポンプのトリップに伴うインターロックにより
	主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モー
	<u>により、主中間熱交換器の除熱量が減少するた</u> と
	<u>が上昇する。その結果、炉心支持板の膨張によ</u>

する。本評価事故シーケンスに対する主 た、1次主冷却系の温度の初期値として、 L度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期 伝達率は、0.7W/cm2℃とする。 則誤差を考慮しないことを除き、「<u>添付書</u> ーとする。 「同時に停止し、2ループの1次主循環ポ る。 らインターロックにより、主冷却機の主送 热されるものとする。 民祭教、構造材温度係数及び炉心支持板温 目いる。 **温度高」によるものとし、原子炉トリップ** 行入量を小さくすることにより、炉心温度 系及び主炉停止系には期待しないものと 後備炉停止制御棒が所定の速度で急速挿 /kとする。また、解析では制御棒の挿入 ら制御棒反応度価値 90%挿入までの時間 言しない。 均燃焼度に到達する保守的な想定として いる。 と、相互インターロックによりほぼ同時 し、両ループの2次冷却材流量が低下し、 る定格流量の約80%に到達するが、原子 系は自然循環に移行し、また、2次主循 り、全ての主冷却機の主送風機が停止し、 ドに切り替わる。2次冷却材流量の低下 め、1次主冷却系のコールドレグの温度 る炉心形状の変化で中性子の漏れが増加

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	するため、負の反応度が投入され原子炉出力が低
	<u>原子炉出力は低下するものの、その間に1次主義</u>
	いるため、被覆管温度及び冷却材温度、更には
	刻約 121 秒に「原子炉出口冷却材温度高」の設定
	リップ信号が発せられ、時刻約 124 秒で後備炉
	止制御棒が所定の速度で急速挿入を開始する。
	<u>ープの1次主循環ポンプの主電動機がトリップ</u>
	転に引き継がれる。以降は、安定に原子炉の崩壊
	燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800
	最高温度及び冷却材最高温度は、代替原子炉ト
	に出現し、両者ともに約 550℃であり、評価項目
	却材の最高温度は、代替原子炉トリップ信号に、
	<u>それぞれ約 480℃及び約 450℃であり、評価項目</u>
以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故を想定して	以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉ト
も炉心の著しい損傷は防止される。	ても炉心の著しい損傷は防止される。
	<u>ii)</u> 不確かさの影響評価
	炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさ
	<u>は小さい。このため、ここでは解析条件の不確かさ</u> の
	<u>ーケンスに対処するための措置においては運転員等の</u>
	確かさを考慮する必要はない。_
	解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な
	<u>する余裕が小さくなると考えられる反応度係数の不</u> 存
	目に対する影響を評価する。反応度係数の不確かさ
	<u>支持板温度係数:±20%、炉心支持板温度係数以外:</u>
	り設定する。
	<u>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立た</u>
	<u>有効性評価においては、原則としてパラメータごと</u>
	価する。他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型
	るなどの高い固有の安全性を有しており、解析条件に
	さく、評価項目に対しても大きな余裕があるため、
	わせることは過度に保守的な想定となることは明ら;
	ることにより不確かさの影響を最大限に評価する。
	ドップラ係数 : 燃料温度の低下に対して
	となるよう絶対値が最大
	燃料温度係数 : ドップラ係数と同様に、
	 کړ
	 被覆管温度係数 : 被覆管温度の上昇に対し
	冷却材温度係数 : 冷却材温度の上昇に対1

低下し、それに伴い燃料温度も低下する。 冷却系のコールドレグの温度が上昇して 原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、時 を値である464℃に到達し、代替原子炉ト 停止系用論理回路の動作により後備炉停 原子炉スクラム信号の発信により、両ル し、1次主循環ポンプのポニーモータ運 壊熱除去が行われる。

0℃であり、評価項目を満足する。被覆管 リップ信号による原子炉の自動停止以前 目を満足する。また、原子炉容器出入口冷 よる原子炉の自動停止に遅れて出現し、 目を満足する。

リップ信号発信失敗の重畳事故を想定し

について、計算コードの不確かさの影響 の影響を評価する。なお、本評価事故シ の操作がないため、運転員操作に係る不

影響を与えるもののうち、評価項目に対 確かさに係る感度解析を実施して評価項 幅は、炉心構成の変動等による幅(炉心 : ±30%)を考慮し、それぞれ以下のとお

な場合、その不確かさに相関はないため、 に感度解析を行って不確かさの影響を評 で負の反応度フィードバック特性を有す に係るパラメータの不確かさの影響は小 結果が厳しくなるようにこれらを組み合 かであるが、ここでは、あえて重畳させ

<u>、正のフィードバック効果が最大</u> この負の値を使用する。 、絶対値が最大の負の値を使用す

<u>、て、負のフィードバック効果が最</u> <u>
しいの負の値を使用する。</u> して、負のフィードバック効果が最

****** (2001 10 c / 44 **)	***
変更則(2021.12.2 付補止)	
	小となるよう絶対値が重
	ラッパ管温度係数: ラッパ管温度の上昇に対
	<u>最小となるよう絶対値</u> な
	炉心支持板温度係数: 原子炉容器入口冷却材法
	バック効果が最小とな
	用する。
	解析結果を第4.3.3.6.3 図に示す。
	代替原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止
	のフィードバック反応度が小さくなったことにより
	の解析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高
	<u>ース」の解析と比べ、それぞれ約 20℃及び約 10℃</u>
	項目を満足する。燃料最高温度は、「i)基本ケース
	評価項目を満足する。また、原子炉容器出口冷却材
	と比べ約10℃高く約490℃、原子炉容器入口冷却材
	とほとんど変わらず約450℃であり、評価項目を満た
	<u>以上より、2次冷却材流量減少及び原子炉トリッ</u>
	合において、不確かさの影響を考慮した場合にあっ
	(ii) 格納容器破損防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
	本評価事故シーケンスにおいては、1 次冷却材流量
	却材の温度変化が緩慢であるとともに、負の反応度
	冷却とがバランスし温度が高温にならないまま静定
	故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に有効
	は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評価項目の
	ックが卓越し、炉心の発熱と冷却とがバランスし静
	が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を
	<u> </u>
	a. 解析条件
	計算コードSuper-COPDにより解析
	要な解析条件等を以下に示す。
	ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温
	2) 燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ熱位
	3)2 ループの2次主循環ポンプの主電動機が
	ンプの宇雷動機は運転を継続するものとす
	4) 2次主循環ポンプの主雷動機の停止による
	風機は同時に停止し、自然通風により除す
	5) ドップラ係数

**最小の負の値を使用する。** 対して、 負のフィードバック 効果が が最小の負の値を使用する。 温度の上昇に対して、負のフィード るよう絶対値が最小の負の値を使 までに、主に炉心支持板の膨張による負 、原子炉出力の低下が「i)基本ケース」 温度及び冷却材最高温度は、「i)基本ケ 高く、約 570℃及び約 560℃であり、評価 、」の解析と変わらず約1,800℃であり、 の最高温度は、「i)基本ケース」の解析 の最高温度は、「i)基本ケース」の解析 足する。 プ信号発信失敗の重畳事故を想定した場 ても、炉心の著しい損傷は防止される。 :が維持されているため炉心の燃料及び冷 フィードバックが大きく、炉心の発熱と すると考えられる。このため、本評価事 性があることを確認するための評価項目 設定」に示す「(1) 負の反応度フィードバ 定する事象において、炉心の著しい損傷 十分に冷却できるものであること。」であ する。本評価事故シーケンスに対する主 た、1次主冷却系の温度の初期値として、 【度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期 伝達率は、0.7W/cm2/℃とする。 同時に停止し、2ループの1次主循環ポ -る。 インターロックにより、主冷却機の主送 <u>、されるものとする。</u>

係数、構造材温度係数及び炉心支持板温

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。
	<u>b. 解析結果</u>
	解析結果を第4.3.3.6.4 図に示す。
	<u>1ループの2次主循環ポンプがトリップすると、相互インターロックによりほぼ同時</u>
	<u>に他の1ループの2次主循環ポンプもトリップし、両ループの2次冷却材流量が低下し、</u>
	約1.6秒で「2次冷却材流量低」の設定値である定格流量の約80%に到達するが、原子
	<u> 炉トリップ信号の発信に失敗すると仮定する。2次主冷却系は自然循環に移行し、また、</u>
	<u>2次主循環ポンプのトリップに伴うインターロックにより、全ての主冷却機の主送風機</u>
	が停止し、主冷却器出口温度の制御は、停止時の制御モードに切り替わる。2次冷却材
	流量の低下により、主中間熱交換器の除熱量が低下するため、1次主冷却系のコールド
	レグの温度(原子炉容器入口冷却材温度)が上昇する。その結果、炉心支持板の熱膨張
	- 等による負の反応度フィードバックが印加され原子炉出力は低下し、それに伴い燃料温
	るため、被覆管温度、冷却材温度及び原子炉容器出口冷却材温度が上昇し、事象発生後
	に到達するが、ここでは、代替原子炉トリップ信号の発信にも失敗すると仮定する。
	この場合、引き続き、原子炉容器入口冷却材温度が上昇するため、炉心支持板の熱膨
	- 張等による負の反応度フィードバックが印加され、原子炉出力はさらに低下し、原子炉
	料温度、被覆管温度及び冷却材温度は低下する。その後、原子炉出力と原子炉容器入口
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	<u>する。</u>
	であり、評価項目を満足する。
また、第4.2.6.3図に示すとおり、代替原子炉トリップ信号による原子炉停止機能がない	
と仮定した場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷は防止され、	
施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。	の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。
	なお、評価項目との比較により本評価シーケンスの収束は、合理的に判断できるもの
	の、その状態は比較的高温での安定静定状態である。この間に、運転員が手動による制
	 御棒挿入操作を行うことにより、低温の安定静定状態に導くことができる。また、運転
	対策設備を用いて、直接、制御棒駆動機構の軸を回転させることにより、制御棒を炉心
	に挿入し原子炉を低温の安定静定状態へ移行させるように努める。
	ii)不確かさの影響評価

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	解析条件の不確かさの影響評価を行う。なお、本評価
	転員等の操作がないため、運転員操作に係る不確かさ
	解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響
	<u>する余裕が小さくなると考えられる「炉心支持板温度</u>
	<u>実施して評価項目に対する影響を評価した。</u>
	1) 炉心支持板温度係数: 炉心構成等による変動の幅
	材温度の上昇に対して、負のフィードバック効果
	値を使用する。
	□ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □ □
	被覆管最高温度及び冷却材最高温度が出現するまで
	ードバック反応度が小さくなったことにより、原子炉
	析に比べ小さくなった。その結果、被覆管最高温度は「
	値は、「i)基本ケース」の解析と変わらず、燃料最高
	わらず約1.800℃であり、評価項目を満足する。また、
	両者ともに約10℃高く、それぞれ約510℃及び約490℃
	以上より、条件の不確かさを考慮したとしても、炉
	の破損及び施設からの多量の放射性物質等の放出は防

西事故シーケンスの評価においては、運 さを考慮する必要はない<u>。</u>

影響を与えるもののうち、評価項目に対 度係数」の不確かさに関する感度解析を

幅±20%を考慮し、原子炉容器入口冷却 果が最小となるよう絶対値が最小の負の

で、炉心支持板の熱膨張による負のフィ 戸出力の低下が「i)基本ケース」の解 「i)基本ケース」の解析と比べ約 10℃ 評価項目を満足する。原子炉出力の最大 高温度も、「i)基本ケース」の解析と変 、原子炉容器出入口冷却材の最高温度は 0℃であり、評価項目を満足する。

戸心の著しい損傷は防止され、格納容器 5止される。

	変更前	(2021.12.2 付補正)					変更後		
	第4.2.6.1表 炉心	♪損傷防止措置に使用する	<u>設備等</u>			第4.3.3.6.1表 炉	心損傷防止措置に使用する	5設備等	
動作,判断,揭作	壬順		設備		動作,判断,揭作	壬順		設備	
勤IF 刊例 1来IF	- 丁順 	常設設備	可搬設備	計装設備	到1F 刊四 1来 F		常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉 トリップ信号発信	_	_	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	原子炉 トリップ信号発信	_	_	_	<ol> <li>①原子炉トリップ信号</li> <li>「2次冷却材流量</li> <li>低」</li> </ol>
原子炉 スクラム (自動停止) 確認 事故発生	<ul> <li>「2次冷却材流量低」による 原子炉トリップ信号発信及び原 子炉スクラム(自動停止)を確 認する。</li> <li>「2次冷却材流量低」による原</li> </ul>	<ol> <li>1) 制御棒</li> <li>② 制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> <li>関連する核計装</li> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信及び原子 炉スクラム(自動停止)につい て、原子炉保護系(スクラム) の動作及び核計装(線形出力 系)等の監視により確認する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	①原子炉保護系(スクラム)           ②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」           ③核計装(線形出力系)
の判断 代替 トリップ信号発信	ナ炉トリック信号発信を確認す る。 ー	_		<ol> <li>2 関連するプロセス 計装</li> <li>① 関連するプロセス 計装</li> </ol>	事故発生 の判断	<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信を確認</li> <li>し、発信に失敗している場合は</li> <li>事故発生と判断する。</li> </ul>	_		①原子炉保護系(スク ラム)           ②原子炉トリップ信号 「2次冷却材流量 低」
原子炉 スクラム (自動停止)	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>	<ol> <li>1) 制御棒</li> <li>2) 制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	代替 トリップ信号発信	_	_	_	①代替原子炉トリップ           信号「原子炉出口冷           却材温度高」
<ul> <li>確認</li> <li>後備炉</li> <li>停止系</li> <li>スクラム</li> <li>(自動停止)</li> <li>確認</li> </ul>	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>による後備炉停止系用論理回路</li> <li>動作に伴う後備炉停止系による</li> <li>原子炉スクラム(自動停止)を</li> <li>確認する。</li> </ul>	<ol> <li>① 後備炉停止制御棒</li> <li>② 後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>③ 関連する核計装</li> <li>① 後備炉停止系用論 理回路</li> <li>② 関連するプロセス 計装</li> <li>③ 関連する核計装</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止)について、原子炉保護系(スクラム)の動作及び核計装(線形出力系)等の監視により確認する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ul> <li>①原子炉保護系(スク ラム)</li> <li>②代替原子炉トリップ 信号「原子炉出口冷 却材温度高」</li> <li>③核計装(線形出力 系)</li> </ul>
原子炉 自動停止失敗の 判断 原子炉	<ul> <li>原子炉スクラム(自動停 止)、後備炉停止系スクラム (自動停止)を確認する。</li> <li>手動スクラム、制御棒保持電 磁石励磁手動断、後備炉停止制 御棒保持電磁石励磁手動断、制 御棒駆動機構による制御棒手動</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>創御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>–</li> <li>① 関連すろ核計装</li> </ol>	後備炉 停止系 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)</li> </ul>	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	_	①後備炉停止系用論理           回路           ②代替原子炉トリップ           信号「原子炉出口冷           却材温度高」           ③核計装(線形出力
手動停止	挿入又は後備炉停止制御棒駆動 機構による後備炉停止制御棒手 動挿入により、原子炉を停止す る。	<ul> <li>③ 後備炉停止制御棒</li> <li>④ 後備炉停止制御棒駆動系</li> </ul>			原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>・原子炉スクラム(自動停止)、</li> <li>後備炉停止系スクラム(自動停止)</li> <li>・ 診確認し、自動停止の成否</li> <li>を確認する。</li> </ul>	_	_	<u></u>
					原子炉 手動停止	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御 棒保持電磁石励磁手動断、制御 棒駆動機構による制御棒手動挿 入又は後備炉停止制御棒駆動機 構による後備炉停止制御棒手動 挿入により、原子炉を停止す る。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	①核計装(線形出力 系)
					下線部が炉心掛	<b>員傷防止措置に使用する資機</b>	材		

変更前(2021.12.2 付補止)			変更後		
		第4.3.3.6.2 表 格納容	系器破損防止措置に使用す	る設備等	
				設備	
	動作・判断・操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>・1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	<ol> <li>①1次主冷却系</li> <li>②2次主冷却系</li> </ol>	-	①原子炉出入口冷却材 温度、1次主冷却系 冷却材流量、主冷却 器出口冷却材温度、 2次主冷却系冷却材 流量
	原子炉出力低下の確 認	・関連する核計装により原子炉出 力が低下することを確認する。	_	-	①核計装(線形出力系)
	原子炉 手動停止	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁石 励磁手動断、後備炉停止制御棒保 持電磁石励磁手動断、制御棒駆動 機構による制御棒手動挿入又は後 備炉停止制御棒駆動機構による後 備炉停止制御棒手動挿入により、 原子炉を停止する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	①核計装(線形出力 系)
	制御棒駆動機構の 軸の直接回転によ る制御棒の挿入	・制御棒駆動機構の軸の直接回 転により制御棒を炉心に挿入 し、出力を低下させる。	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	回転治具	<ul> <li>①核計装(線形出力系)</li> <li>②燃料破損検出系</li> <li>③アイソレーション信号「格納容器内床上線量率高」</li> </ul>

# 亦再么

	发史俊															
	第4.3.3.6.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間															
必要な要員と作業項目							5 20	経ì ) 2	圖時間 5 3	目(分 0	6) 60 7	) 12	0 18	10 24	40	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▼異常 ▼事お 原子	(事象∮ (発生0 炉トリッ ▽原子	^後 生(2 D判断 ップ信・ ・ 炉自!	2次冷去 (「2次 号発信 助停止	印材流 :冷却; :失敗: :失敗:	:量減: 材流量 ) と判断	♪) {低」に	よる					
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>												5	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>													<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信失敗を確認 する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>			炉心 ても、し 設計し 余熱の	損傷防 自動的 この る ひ役割 の監視	ち止措 りに機 る。この は、原 となる	情置は 能し、 のため 原子炉 5。	、運朝 原子 の、運朝 停止	気員の 炉は自 気員の の確認	操作を 動停 操作「 認及び	全介在 止す はなく 停止	Eしな る、 後の	< 5	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」に よる原子炉スクラム(自動停止)</li> <li>を確認する。</li> <li>「原子炉出口冷却材温度高」に よる後備炉停止系用量回路動作</li> <li>に伴う後備炉停止系による原子炉 スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>													・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>													<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動所、後備炉停止制御棒 限特電磁石励磁手動前,制御棒駆 動機構による制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒手動挿入によ り、原子炉を停止する。</li> </ul>

# 第4.3.3.6.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	員と作	F業項目		5	10	15	着 20	隆過時 25	間 30	(分) (人)	60	120	180	24	0	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容		常事象 女発生 「炉トリ ▽原	発生 の判! ップ信 子炉自	(2次) 新(「2 言号発 目動停	合却材 次冷注 信失!	流量源 卸材流 敗) 敗と判問	裁少 量 仰 昕	) £][=;	:3					
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>							Ţ						5	
状況判断	運転員A	1	・原子炉自動停止失敗と判断														・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
格納容器破損 防止措置	運転員A	1	・原子炉手動停止														<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒 保持電磁石励磁手動断,制御棒 動機構による制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒手動挿入による</li> <li>後備備炉停止制御棒手動挿入により</li> <li>シ、原子炉を停止する。</li> </ul>
自主対策	現場対応班員	5	<ul> <li>・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入</li> </ul>														<ul> <li>原子炉手動停止ができない場合、自主対策設備を用いて、制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入し、低温停止に必要な反応度を挿</li> </ul>

# 変更前(2021.12.2 付補正)

# 第4.2.6.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	見と作	乍業項目		5	10 1	5 2	経 20 2	過時 25	間(3 30 (	子) 《 6	0 12	20 11	80 2	40	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容		事象 な発生 炉トリ ▽原子	発生(2 の判断 ップ信 子炉自り	2次冷 ;(「2% 号発( 動停」	却材流 欠冷却 言失敗 上失敗	統量減 材流」 ン と判断	少) 量低」ii ī	- <i>L</i> 3					
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>								1			1	5	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>													<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原</li> <li>子炉トリップ信号発信失敗を確認</li> <li>する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>													・「原子炉出口冷却材温度高」による原子炉スクラム(自動停止) を確認する。 ・「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>													<ul> <li>・原子炉スクラム、後備炉停止系</li> <li>スクラムに失敗した場合は原子炉</li> <li>自動停止失敗と判断する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	• 原子炉手動停止													<ul> <li>手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒 保持電磁石励磁手動断( 投精電広局磁手動挿入支払 数機構による制御棒手動挿入支よる 後備炉停止制御棒手動挿入によ 0、原子炉を停止する。</li> </ul>

第4.2.6.1図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要 (省略)

第4.3.3.6.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)









変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<u>2.7</u> 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故	4.3.3.7 2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム
(1) 事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本に
2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故では、2次冷却材	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動
流量減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の昇温によって炉心の著しい損傷	減少時に原子炉の停止機能を喪失することから、炉心の
に至る可能性がある。	能性がある。
	原子炉の停止機能を喪失することから、短時間で炉心
	<u>炉心の著しい損傷を防止する措置として、短時間で原子</u>
	<u>炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合でも</u>
	<u>材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重</u>
	<u>至らないことを考慮し、格納容器破損防止措置を講じる</u>
したがって、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故で	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動
は、代替安全保護回路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路の動作により後	路として、後備炉停止系用論理回路を整備し、当該回路
備炉停止制御棒を急速挿入することで、炉心の著しい損傷を防止する。	入することで、炉心の著しい損傷を防止する。
さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故であることを踏ま	さらに、当該事故が多量の放射性物質等を放出するお
え、原子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリ	子炉トリップ信号発信失敗を想定し、「原子炉出口冷却材
ップ信号として整備する。	て整備する。
	なお、原子炉の停止後は、1次主冷却系における低速
	を使用)、2次主冷却系の自然循環及び主冷却機の自然通
2 次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故では、後備炉停止	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動
系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止機能 <u>がないと</u> 仮定し	<u>置(</u> 後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御
た場合でも、炉心及び冷却系の物理的特性により、炉心の著しい損傷が防止される。	<u>しないことを</u> 仮定した場合でも <u>、</u> 事象進展は「4.3.3.6
	信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4
	<u>トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、</u> 炉心及び
	い損傷が防止される。
2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動
防止措置の対応手順の概要を第4. <u>2.</u> 7.1図に示す。 <u>本事象</u> において、多量の放射性物質等を	措置 <u>及び格納容器破損防止措置</u> の対応手順の概要を第 4.
放出するおそれのある事故への移行は、原子炉保護系(スクラム)動作失敗を起点とする。	<u>ス</u> において、多量の放射性物質等を放出するおそれのあ
	ラム)動作失敗を起点とする。
(3) 炉心損傷防止措置	(3) 炉心損傷防止措置 <u>及び格納容器破損防止措置</u>
	(i) 炉心損傷防止措置
2 次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故において、炉心の	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)
著しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を	しい損傷を防止するための措置を以下に示す。炉心損
目的とする。	とする。
a. 「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉トリップ信号として整備することにより、	a.「原子炉出口冷却材温度高」を代替原子炉ト!
「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ信号の発信に失敗した場合でも原子炉の	「2次冷却材流量低」による原子炉トリップ
停止を可能とする。	の停止を可能とする。
b. 後備炉停止系用論理回路を整備することにより、原子炉保護系(スクラム)の動作に	b. 後備炉停止系用論理回路を整備することによ

ふ)動作失敗の重畳事故

的な考え方

作失敗の重畳事故では、2次冷却材流量 昇温によって炉心の著しい損傷に至る可

の著しい損傷に至る可能性があるため、 炉を自動で停止する措置を講じる。また、 、本原子炉施設の設計の特徴と2次冷却 :畳事故の特徴から、炉心の著しい損傷に

府失敗の重畳事故では、代替安全保護回 の動作により後備炉停止制御棒を急速挿

それのある事故であることを踏まえ、原 才温度高」を代替原子炉トリップ信号とし

<u>運転(1次主循環ポンプのポニーモータ</u> 通風により崩壊熱の除去を行う。

作失敗の重畳事故では、<u>炉心損傷防止措</u> 棒の急速挿入による原子炉停止<u>)が</u>機能 <u>2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ</u> 4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉 浴却系の物理的特性により、炉心の著し

)作失敗の重畳事故における炉心損傷防止 .<u>3.3.</u>7.1 図に示す。<u>本評価事故シーケン</u> )る事故への移行は、原子炉保護系(スク

動作失敗の重畳事故において、炉心の著 傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的

リップ信号として整備することにより、 信号の発信に失敗した場合でも原子炉

り、原子炉保護系(スクラム)の動作

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする。	に失敗した場合でも原子炉の停止を可能とする
c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒(主炉停止系)の急速挿入に失敗した場	c. 後備炉停止系を整備することにより、制御棒
合でも原子炉の停止を可能とする。	場合でも原子炉の停止を可能とする。
d. <u>異常</u> を検知した場合には、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止できるものとす	d . <u>以上に加えて、原子炉の停止失敗</u> を検知した場
る。 <u>なお、</u> 当該操作手順には、手動スクラムボタンにより原子炉保護系を動作させて	ラム又は停止できるものとする。当該操作手順
原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構の制御棒保持電磁石励磁断	炉保護系を動作させて原子炉を停止させる方法
又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電磁石励磁断により制御棒又	制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒
は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構	磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒
により手動操作にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法がある。	は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作に
	入する方法がある。 <u>なお、本措置は上記の a. ~</u>
	有効性を確認した上で、安全性向上のために自主
	(ii) 格納容器破損防止措置
	2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)
	の破損を防止するための措置を以下に示す。これらは、
	- 状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるもの
	a. 原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制するた
	次主循環ポンプの主電動機を使用)、2次主冷却
	よる原子炉容器内冷却を可能とする。
	b. 負の反応度係数などの固有の物理メカニズムに。
	<u>c.以上に加えて、</u> 制御棒駆動機構の軸の直接回転に
	下させる措置を整備する。なお、本措置は、上記
	防止措置の有効性を確認した上で、安全性向上の7
	炉心損傷防止措置における原子炉手動停止操作に
	合において、原子炉が高温で安定静定している場
	<u>(ⅲ)その他</u>
	a. 防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響総
4) 資機材	(4) 資機材
2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷	2 次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作
防止措置に使用する設備等を第4.2.7.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地	措置 <u>及び格納容器破損防止措置</u> に使用する設備等を第4.
震力に対して機能を喪失しないように整備する。	これらの設備等は、「添付書類 8 10. その他試験研究用等
	物質等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に知
5)作業と所要時間	(5) 作業と所要時間
2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故における炉心損傷	2 次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動
防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.7.2表に示す。	措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要問
	表に示す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置のエ
	要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員
	<u>な要員は2名であり、中央制御室に常駐している運転員6</u>
	<u> 炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保</u> 安規定にお

(主炉停止系)の急速挿入に失敗した

合には、運転員は手動で原子炉をスク 頃には、手動スクラムボタンにより原子 法、手動操作による制御棒駆動機構の 棒駆動機構の後備炉停止制御棒保持電 棒を挿入する方法、制御棒駆動機構又 にて制御棒又は後備炉停止制御棒を挿 <u>~c.の措置による炉心損傷防止措置の</u> E的に講じる措置である。

動作失敗の重畳事故において、格納容器 、影響緩和を目的とする。なお、事故の のとする。 こめ、1 次主冷却系における定格運転(1)

系の自然循環及び主冷却機の自然通風に

<u>よる原子炉の出力の低減を可能とする。</u> により制御棒を炉心に挿入し、出力を低 のa.~b.の措置による格納容器破損 ために自主的に講じる措置である。また、 よっても、制御棒が挿入できなかった場 合に実施する。

爰和に必要な措置を講じる。

作失敗の重畳事故における炉心損傷防止 <u>3.3.</u>7.1 <u>表及び第4.3.3.7.2</u>表に示す。 原子炉の附属施設 10.11 多量の放射性 定める設計方針に基づき整備する。

作失敗の重畳事故における炉心損傷防止 時間を第 4.<u>3.3.</u>7.<u>3 表及び第 4.3.3.7.4</u>

項目、各措置の所要時間を含めた必要な 員は2名、格納容器破損防止措置に必要 6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子 おいて、中央制御室に当直長1名、副当

### 変更前(2021.12.2付補正)

(6) 措置の有効性評価

<u>本事象</u>の事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.<u>2</u>.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.<u>2</u>.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施する。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳 事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止<u>され、施設からの多量の放射性物質等の放出も防</u> 止される。 直長1名を含む6名以上の運転員を確保することを定める。)で対処可能である。なお、措置は、 主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を 想定しても対処可能である。

変更後

(6) 措置の有効性評価

<u>(i)</u>炉心損傷防止措置

本評価事故シーケンスの事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及 び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は 「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」において実施す る。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故 を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。

(ii) 格納容器破損防止措置

2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事故では、炉心損傷防止 措置(後備炉停止系用論理回路動作による後備炉停止制御棒の急速挿入による原子炉停止)が 機能しないことを仮定した場合でも、事象進展は「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及び原子炉ト リップ信号発信失敗の重畳事故」と同じである。このため、「4.3.3.6 2次冷却材流量減少及 び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」と同様に、炉心及び冷却系の物理的特性により、 炉心の著しい損傷は防止される。

上記の評価結果から、2次冷却材流量減少及び原子炉保護系(スクラム)動作失敗の重畳事 故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止され る。

	変更前	(2021.12.2 付補正)					変更後						
	<u>第4.2.7.1表</u> 炉心	損傷防止措置に使用する	設備等		第4.3.3.7.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等								
動作・判断・損作	壬順		設備		動作・判断・撮作	手順		設備					
	J //g	常設設備	可搬設備	計装設備		1 //g	常設設備	可搬設備	計装設備				
原子炉 トリップ信号発信	_	_	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	原子炉 トリップ信号発信	_	-	_	<ol> <li>①原子炉トリップ信号</li> <li>「2次冷却材流量</li> <li>低」</li> </ol>				
原子炉 スクラム (自動停止) 確認 事故発生	<ul> <li>「2次冷却材流量低」による 原子炉トリップ信号発信及び原 子炉スクラム(自動停止)を確 認する。</li> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信を確認す</li> </ul>	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> <li>関連する核計装</li> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信及び原子 炉スクラム(自動停止)につい て、原子炉保護系(スクラム) の動作及び核計装(線形出力 系)等の監視により確認する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ul> <li>①原子炉保護系(スクラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号「2次冷却材流量低」</li> <li>③核計装(線形出力系)</li> </ul>				
の判断 後備炉 停止系 スクラム	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」</li> <li>による後備炉停止系用論理回路</li> <li>動作に伴う後備炉停止系による</li> </ul>	<ol> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>② 関連するプロセス 計装</li> <li>① 後備炉停止系用論 理回路</li> <li>② 関連するプロセス</li> </ol>	事故発生 の判断	<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信による原 子炉保護系(スクラム)の動作 を確認し、動作に失敗している 場合は事故発生と判断する。</li> </ul>	_		<ol> <li>①原子炉保護系(スク ラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号 「2次冷却材流量 低」</li> </ol>				
<ul> <li>(自動停止)</li> <li>確認</li> <li>原子炉</li> <li>自動停止失敗の</li> <li>判断</li> </ul>	<ul> <li>原子炉スクラム(自動停止)を</li> <li>確認する。</li> <li>・原子炉スクラム(自動停止)、後備炉停止系スクラム</li> <li>(自動停止)を確認する。</li> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制</li> </ul>	_	_	計装 ③ 関連する核計装 —	後備炉 停止系 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)について、後備炉停止系スクラムの動作及び核計装(線形出力系)</li> </ul>	①後備炉停止制御棒 ②後備炉停止制御棒駆動系	_	①後備炉停止系用論理           回路           ②代替原子炉トリップ           信号「原子炉出口冷           却材温度高」           ③核計装(線形出力				
原子炉 手動停止	御棒保持電磁石励磁手動断、制 御棒駆動機構による制御棒手動 挿入又は後備炉停止制御棒駆動 機構による後備炉停止制御棒手	<ol> <li>1) 制御棒</li> <li>2) 制御棒駆動系</li> <li>3) 後備炉停止制御棒</li> <li>④) 後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>関連する核計装</li> </ol>	原子炉 自動停止失敗の 判断	<ul> <li>・原子炉スクラム(自動停止)、</li> <li>後備炉停止系スクラム(自動停</li> <li>止)を確認し、自動停止の成否</li> <li>を確認する。</li> </ul>	_	_					
	動挿入により、原子炉を停止す る。				原子炉 手動停止	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御 棒保持電磁石励磁手動断、制御 棒駆動機構による制御棒手動挿 入又は後備炉停止制御棒駆動機 構による後備炉停止制御棒手動 挿入により、原子炉を停止す ス</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	_	①核計装(線形出力 系)				
					下線部が炉心打	員傷防止措置に使用する資機	材						

変更前(2021.12.2 付補正)			変更後		
		<u>第4.3.3.7.2</u> 表 格納容	容器破損防止措置に使用す	る設備等	
	•••	千順		設備	
	勤作"刊例""採作	于順	常設設備	可搬設備	計装設備
	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	-	①原子炉出入口冷却材           温度、1次主冷却系           冷却材流量、主冷却           器出口冷却材温度、           2次主冷却系冷却材           流量
	原子炉出力低下の確 認	・関連する核計装により原子炉出 力が低下することを確認する。	_	_	①核計装(線形出力系)
	原子炉 手動停止	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁石 励磁手動断、後備炉停止制御棒保 持電磁石励磁手動断、制御棒駆動 機構による制御棒手動挿入又は後 備炉停止制御棒駆動機構による後 備炉停止制御棒手動挿入により、 原子炉を停止する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> <li>③後備炉停止制御棒</li> <li>④後備炉停止制御棒駆動系</li> </ol>	-	①核計装(線形出力 系)
	制御棒駆動機構の 軸の直接回転によ る制御棒の挿入	・制御棒駆動機構の軸の直接回 転により制御棒を炉心に挿入 し、出力を低下させる。	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	回転治具	<ul> <li>①核計装(線形出力 系)</li> <li>②燃料破損検出系</li> <li>③アイソレーション信 号「格納容器内床上 線量率高」</li> </ul>
			₹ 1732 (P)		

# 亦再徑

# 変更前(2021.12.2 付補正)

			发見	送後
	<u>第4.3.</u>	3.	7.3表 炉心損傷防止措	: <u>置の手順及び各手順の所要時間</u>
	必要な要員	員と作	F業項目	経過時間(分) 5 10 15 20 25 30 (60 120 180 240 備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	7異常事象発生(2次冷却材流量減少) 7事故発生の判断(原子炉保護系(スクラム)動作失敗) ▽原子炉自動停止失敗と判断
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>	
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>・代替トリップ信号発信及び原子炉スクラム確認</li> <li>・後備炉停止系スクラム確認</li> </ul>	・「原子炉出口冷却材温度高」に よる原子炉スクラム(自動停止) ・炉心損傷防止措置は、運転員の操作を介在しなく ても、自動的に機能し、原子炉は自動停止するよう 設計している、このため、運転員の操作はなく、運 転員の役割は、原子炉停止の確認及び停止後の 除熱の監視となる。 ・「原子炉出口冷却材温度高」に よる原子炉スクラム(自動停止) を確認する。 ・「なく用論理回路動作 に伴う後備炉停止系による原子炉 スクラム(自動停止)を確認する。
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>	・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒駆動機構による後備炉停止制御棒車動挿入により。</li> </ul>

### 第4.3.3.7.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	見と作	丰業項目		5 1	þ	15 2	経j p 2	圖時  5 :	間(分 10	6	0 12	0 1	30 2	40	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▽異常 ▽事お	(事象) (発生( ▽原子	発生( D判削	2次冷: 所(原子  動停止	却材流 炉保調 :失敗。	:量減 養系( と判断	レー・ 少) スクラJ	<u>/</u> 」動	作失敗	()	1	1	
	当直長		·運転操作指揮												5	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>													・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
格納容器破損 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>													・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒 保持電磁石励磁手動断、制御棒 動機構による制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒野動横入による 後備炉停止制御棒手動挿入によ り、原子炉を停止する。
自主対策	現場対応班員	5	<ul> <li>・制御棒駆動機構の軸を直接回転させることにより制御棒を炉心に挿入</li> </ul>													・原子炉手動停止ができない場 合、自主対策設備を用いて、制御 棒駆動機構の軸を直接回転させる ことにより制御棒を炉心に挿入 し、低温停止に必要な反応度を挿 入する。

# 第4.3.3.7.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

(追加)

4.3.3.8 2次冷却材漏えい及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故 (省略)

|--|

	必要な要員	員と作	業項目		5	10	15	20	経過 25	時間 30		) 60	12	0 18	0 2	40	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▽異常 ▽事ぉ	常事象 枚発生 ▽原-	.発生 .の判 子炉[	(2次 断(原 自動何	(冷劫 原子炉 亭止:	□材流」 戸保護 夫敗と	<b>計減</b> な 系(ス 判断	) ⟨∕7⋽⊥	、)動作	⊧失敗	)			
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>		1	T T										5	
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>・原子炉トリップ信号発信確認</li> <li>・原子炉スクラム確認</li> <li>・事故発生の判断</li> </ul>														<ul> <li>「2次冷却材流量低」による原 子炉トリップ信号発信失敗を確認 する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	・後備炉停止系スクラム確認														<ul> <li>「原子炉出口冷却材温度高」による後備炉停止系用論理回路動作に伴う後備炉停止系による原子炉スクラム(自動停止)を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉自動停止失敗と判断</li> </ul>														・原子炉スクラム、後備炉停止系 スクラムに失敗した場合は原子炉 自動停止失敗と判断する。
炉心損傷 防止措置	運転員A	1	• 原子炉手動停止														<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆動 機構に記載一動断、制御棒駆動 動機構に記制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒駆動機構による 後備炉停止制御棒手動挿入により 、原子炉を停止する。</li> </ul>

	第4.2.7.1 図	炉心損傷防止措置の対応手順の概要	(省略)
--	------------	------------------	------

(なし)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4. <u>2.8</u> 1次冷却材漏えい <u>(2箇所)</u> 事故	4. <u>3.3.9</u> 1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管(内管)破損)及び</u>
<ul> <li>(1)事故の原因及び説明</li> </ul>	<ul> <li>(1)事故の原因及び説明</li> </ul>
1 次冷却材漏えい (2 箇所) 事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材	   1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管(内管)破損)及び</u> 安
バウンダリ機能を有する1次主冷却系又は1次補助冷却系の配管(内側)が破損し、原子炉が	原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉冷却材バ
「炉内ナトリウム液面低」により自動停止した後、リークジャケット又は配管(外側)により	   主冷却系又は1次補助冷却系の配管(内側)が破損し、原
漏えい量が抑制された状態での崩壊熱除去中に、リークジャケット又は配管(外側)が破損し、	り自動停止した後、リークジャケット又は配管(外側)に
1 次冷却材が二重壁外に漏えいする事象として考える。	壊熱除去中に、リークジャケット又は配管(外側)が破損
ここでは、事故が発生した場合における炉心損傷防止措置が少ない点に着眼し、1次冷却材漏	る事象として考える。 <u>本評価事故シーケンス</u> の1次冷却材
えい箇所は、安全容器内の配管(内側及び外側)とする。	及び外側)とする。
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的
1次冷却材漏えい(2箇所)事故では、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、	1 次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び多
かつ継続した場合には、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベ	は、主中間熱交換器内胴窓より低所で冷却材が漏えいし、
ルまで低下することから、 炉心の露出によって 炉心の著しい損傷に至る可能性がある。 したが	の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベル
って、1次冷却材漏えい(2箇所)事故では、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、炉	って炉心の著しい損傷に至る可能性がある。
心冷却に必要な原子炉容器液位を確保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩	本原子炉施設においては、低圧システムで、伝熱特性に
壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。	用していることから、原子炉冷却材バウンダリ破損時にも
	特徴を踏まえ、静的機器を活用した信頼性の高い原子炉
	<u>また、炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合</u>
	次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安全
	徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となるが、冷却の
	時からの継続とし、信頼性の高い措置とする。なお、これ
	措置は手動でも起動操作等が実施できるものとする。
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び
	<u>においては、安全容器により漏えいした冷却材を保持し、</u>
	保するとともに、補助冷却設備により原子炉停止後の崩壊
	<u> </u>
1 次冷却材漏えい <u>(2箇所)</u> 事故では、補助冷却設備の運転による原子炉容器内の冷却 <u>機能</u>	1 次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及び安
<u>がないと</u> 仮定した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材(ナトリ	は、 <u>炉心損傷防止措置(</u> 補助冷却設備の運転による原子炉
ウム)や <u>放射性物質等(溶融炉心物質を含む。)</u> が流出 <u>した</u> ものとして、安全容器にて <u>、流</u>	した場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器
<u>出した冷却材や放射性物質等を</u> 保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体	<u>物質</u> が流出 <u>する</u> ものとして、 <u>これらを</u> 安全容器にて保持し
遮へい体(コンクリート遮へい体)のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持し	安全容器と生体遮へい体(コンクリート遮へい体)のギュ
た	にて保持した <u>損傷炉心物質</u> を冷却する措置を講じる <u>。本</u> 持
	器底部での損傷炉心物質とコンクリートとの相互作用を回
	る。
さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する	さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としてい
過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる	で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉や
ことを想定し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止す	定し、 <u>1次アルゴンガス系に安全板を設置することにより</u> 、
るため、1次アルゴンガス系に安全板を設置し、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止する措置	ダリ(1 次・2 次境界)の過圧を防止する措置を講じる。
を講じる。また、断熱材及びヒートシンク材により、安全板から流出するナトリウムによる	びヒートシンク材 <u>を設置すること</u> により、安全板から流出

安全容器内配管(外管)破損の重畳事故

<u>安全容器内配管(外管)破損の重畳事故</u>は、 ボウンダリ機能を有する<u>安全容器内の</u>1次 原子炉が「炉内ナトリウム液面低」によ により漏えい量が抑制された状態での崩 損し、1次冷却材が二重壁外に漏えいす が漏えい箇所は、安全容器内の配管(内側

的な考え方

<u>安全容器内配管(外管)破損の重畳</u>事故で 、かつ継続した場合には、原子炉容器等 まで低下することから、炉心の露出によ

に優れた単相のナトリウムを冷却材に使 も減圧沸騰せず、液位低下は緩慢となる 冷却材液位確保のための措置を講じる。 合でも、本原子炉施設の設計の特徴と1 空器内配管(外管)破損の重畳事故の特 のための措置は、自動起動又は通常運転 れらの余裕時間を踏まえ、冷却のための

安全容器内配管(外管)破損の重畳事故 、炉心冷却に必要な原子炉容器液位を確 壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止

<u>安全容器内配管(外管)破損の重畳</u>事故で 軍容器内の冷却<u>)が機能しないことを</u>仮定 器外に冷却材(ナトリウム)や<u>損傷炉心</u> 、コンクリート遮へい体冷却系により、 ャップに窒素ガスを通気し、安全容器内 措置により、原子炉容器破損後の格納容 回避することで格納容器の破損を防止す

いることを踏まえ、炉心が溶融する過程 冷却材バウンダリが高圧になることを想 、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウン また、<u>格納容器(床下)の床面に</u>断熱材及 出するナトリウムによる熱的影響を緩和

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
熱的影響を緩和する措置を講じる。	する措置を講じる。
1次冷却材漏えい(2箇所)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の	1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管(内管)破損)及び</u>
対応手順の概要を第4.2.8.1図に示す。本 <u>事象</u> において、多量の放射性物質等を放出するおそ	おける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対
れのある事故への移行は、配管(外側)からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお、ここ	本 <u>評価事故シーケンス</u> において、多量の放射性物質等を放
では、原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するこ	管(外側)からの1次冷却材漏えいを起点とする。なお
とを想定する。	が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下する
(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
1 次冷却材漏えい <u>(2箇所)</u> 事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下	1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管(内管)破損)及</u>
に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。	において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を
a. 安全容器内の空間容積を制限することにより、二重壁外へ1次冷却材が漏えいし	の拡大の防止を目的とする。
た場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次補助冷却系の循環に支障を来すこと	a. 安全容器内の空間容積を制限することにより
なく炉心の冷却を行うことができるレベル以上に保持する。	場合でも、原子炉容器等の冷却材液位を1次
b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下し	く炉心の冷却を行うことができるレベル以上に
た場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能とするため、補助冷却設備を整備す	b. 原子炉容器等の冷却材液位が1次主冷却系の
る。	場合でも、原子炉停止後の崩壊熱除去を可能と
(ii) 格納容器破損防止措置	(ii)格納容器破損防止措置
1 次冷却材漏えい (2箇所) 事故において、格納容器の破損を防止するための措置を以下に	1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管(内管)破損)及</u>
示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切	において、格納容器の破損を防止するための措置を以
に組み合わせるものとする。	する。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適
a. 原子炉容器外に流出した冷却材や <u>放射性物質等</u> を保持するため、安全容器を整備	a. 原子炉容器外に流出した冷却材や <u>損傷炉心物</u>
する。	る。
b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持し	b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガ
た <u>放射性物質等</u> を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。	<u>損傷炉心物質</u> を冷却するため、コンクリート』
c. 原子 炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中間熱交換器の原子 炉冷却材バウンダ	c. 原子炉冷却材ナトリウムの蒸発により、主中
リ(1次・2次境界)が過圧されることを防止するため、1次アルゴンガス系に安全	(1次・2次境界)が過圧されることを防止す
板を整備する。	を整備する。
d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影響を緩和するため、断熱材及びヒー	d. 安全板から流出するナトリウムによる熱的影
トシンク材を整備する。また、流出したナトリウムがコンクリートと直接接触する	シンク材を整備する。また、流出したナトリウ
ことを防止するため、格納容器(床下)の室には鋼製のライナを整備する。	を防止するため、格納容器(床下)の室には鉛
e. 原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲気に保ち、ナトリウムが流出した場	e. 原子炉運転中は格納容器(床下)を窒素雰囲
合の燃焼反応を防止する。	の燃焼反応を防止する。
f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放射能レベルが異常に上	f. ナトリウムが流出し、格納容器内の圧力、温
昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」及び「格納容器内床上線	した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器
量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安全施設の作動により、格納	率高」により警報が中央制御室に発せられ、エ
容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作に	から放出される放射性物質を低減する。なお、
よっても作動できるものとする。	も作動できるものとする。
<ul><li>(iii) その他</li></ul>	(iii)その他
(省略)	(変更なし)

<u>ド安全容器内配管(外管)破損の重畳</u>事故に 対応手順の概要を第4.<u>3.3.9</u>.1 図に示す。 放出するおそれのある事故への移行は、配 6、ここでは、原子炉容器等の冷却材液位 5ことを想定する。

<u>しび安全容器内配管(外管)破損の重畳</u>事故 と以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故

0、二重壁外へ1次冷却材が漏えいした は補助冷却系の循環に支障を来すことなに保持する。

)循環に支障を来すレベルまで低下した とするため、補助冷却設備を整備する。

<u>なび安全容器内配管(外管)破損の重畳</u>事故 人下に示す。これらは、影響緩和を目的と 通切に組み合わせるものとする。

<u>の質</u>を保持するため、安全容器を整備す

ガスを通気し、安全容器内にて保持した 遮へい体冷却系を整備する。

□間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ □るため、1次アルゴンガス系に安全板

ジ響を緩和するため、断熱材及びヒート ワムがコンクリートと直接接触すること 鋼製のライナを整備する。

気に保ち、ナトリウムが流出した場合

温度及び床上放射能レベルが異常に上昇 器内温度高」及び「格納容器内床上線量 L学的安全施設の作動により、格納容器 、工学的安全施設は、手動操作によって

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(4) 資機材	(4) 資機材
1次冷却材漏えい(2箇所)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使	1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管(内管)破損)及び</u> 5
用する設備等を第4. <u>2.8.</u> 1表に示す。これらの設備等は、 <u>基準地震動による地震力に対して機</u>	おける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使
能を喪失しないように整備する。	<u>4.3.3.9.2 表</u> に示す。これらの設備等は、 <u>「添付書類 8</u>
	10.11 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大の防止のた
	備する。
(5) 作業と所要時間	(5)作業と所要時間
1次冷却材漏えい(2箇所)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手	1 次冷却材漏えい (安全容器内配管(内管)破損)及び
順及び各手順の所要時間を第4.2.8.2表に示す。	おける炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手
	表及び第4.3.3.9.4表に示す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の
	要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要な要員
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	主に中央制御室内で実施するため、大洗研究所内の他の
	想定しても対処可能である。
(6) 措置の有効性評価	
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
a. 解析条件	a. 解析条件
計算コードSuper-COPDにより解析する。	計算コードSuper-COPDにより解析-
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。	な解析条件を以下に示す。
	1)原子炉出力の初期値を定格出力とする。また
	格流量とする。
	2)燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ熱伝達
<u>i</u> ) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1.	3)原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測
3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。	10 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一と
	<ul> <li>4) 1 次主冷却系配管の内管及び外管が同時に</li> </ul>
	材は、1次主冷却系配管の内管及び外管の間
	するものとする。
<u>ii</u> ) 1 次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管 <u>(内側及び外側)</u> とし、漏えい	5) 1 次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の <u>N</u>
 口の大きさは 42mm ² とする。	
	ー 6)カバーガス圧力及び安全容器内圧力はそれぞ
	いしたナトリウムの静水圧は考慮しないもの
	7) 原子炉容器の液位が、主中間熱交換器内胴窓
	710mm)を下回れば、1次主冷却系流路け途線

安全容器内配管(外管)破損の重畳事故に (用する設備等を第 4.<u>3.3.9</u>.1 表<u>及び第</u> 10.その他試験研究用等原子炉の附属施設 :めの資機材」に定める設計方針に基づき整

<u>安全容器内配管(外管)破損の重畳</u>事故に 順及び各手順の所要時間を第 4.<u>3.3.9.3</u>

項目、各措置の所要時間を含めた必要な 員は5名、格納容器破損防止措置に必要 6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子 おいて、中央制御室に当直長1名、副当 る。)で対処可能である。なお、措置は、 試験研究用等原子炉施設との同時被災を

する。本<u>評価事故シーケンス</u>に対する主要

<u>、1次主冷却系の温度の初期値として、ホ</u> 350℃、1次主冷却系の流量の初期値を定

率は、0.7W/cm2℃とする。

誤差を考慮しないことを除き、「<u>添付書類</u> する。

破損する保守的な想定として、1次冷却 隙には流れ込まず、全て二重壁外に漏えい

<u>s L - 約 8,200mm にある原子炉容器入口低</u> する。

れ 0. 49kPa 及び 1. 72kPa で一定とし、漏え )とする。

上端位置から上方 100mm の位置(N s L-絶するものとする。

係数、構造材温度係数及び炉心支持板温

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
持板温度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。	度係数にはノミナル値(最適評価値)を用
<u>iv</u> )原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面低」によるものとし、原子炉トリ	<u>9</u> )原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面
ップ設定値はNsL-100mm、応答時間は0.4秒とする。	定値はN s L - 100mm、応答時間は 0.4 秒 3
	10) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制行
	し、負の反応度を 7.1%△k/k とする。また、)
	御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値
<u>v</u> )補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリウム液面低低(NsL-320mm)」に	<u>11</u> )補助冷却設備の自動起動は「炉内ナトリ」
よるものとし、 <u>補助冷却設備</u> により崩壊熱を除熱するものとする。	ものとし、 <u>1次補助冷却系電磁ポンプ及び補</u>
	び30秒で定格運転に至るものとする。また、
	度が 350℃となるように補助冷却機インレッ
	により崩壊熱を除熱するものとする。
<u>vi</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	<u>12</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮知
<u>vii</u> )崩壊熱はノミナル値(最適評価値)を用いる。	<u>13</u> )崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均
	<u>した</u> ノミナル値(最適評価値)を用いる。
b. 解析結果	b. 解析結果
解析結果を第4.2.8.2図及び第4.2.8.3図に示す。事象発生の約7時間後の2ループ	解析結果を第4.3.3.9.2図及び第4.3.3.9.3図
のポニーモータによる低速運転停止後は、補助冷却設備による冷却により崩壊熱は安定的	安全容器内の1次主冷却系コールドレグの低所で
に除去され、炉心の被覆管最高温度及び冷却材最高温度はそれぞれ約 550℃、約 540℃に	<u>流出するため、炉心流量がわずかに低下するととも</u>
<u>とどまる。</u>	後に原子炉容器内冷却材液位は、「炉内ナトリウム
	到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停」
	<u>る。また、原子炉スクラム信号の発信により、両/</u>
	2次主循環ポンプがトリップし、1次主冷却系は
	き継がれ、2次主冷却系は自然循環に移行する。
	<u>ーロックにより、全ての主冷却機の主送風機が停</u>
	は、停止時の制御モードに切り替わる。
	原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止後に
	い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度も低下する
	上昇に転じてから再び低下する。原子炉容器出入口
	も漏えいが継続し、約87分後に原子炉容器内冷却
	<u>定値であるNsL-320mm</u> に到達し、補助冷却設備
	おける主冷却器出ロナトリウム温度制御時の最低
	め、主冷却器出ロナトリウム温度の制御目標値を経
	材温度は緩やかに低下を継続する。時刻約5時間~
	間熱交換器内胴窓(熱交換領域への流入口)の上端
	次主冷却系の冷却材流路を喪失し、補助冷却設備6
	<u> 冷却材温度は制御目標値になるよう制御され、崩壊</u>
	燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,800℃
	温度及び冷却材最高温度は、原子炉トリップ信号に
	値からほとんど上昇せず、それぞれ約550℃及び約

いる。 低」によるものとし、原子炉トリップ設 とする。 卸棒が所定の速度で急速挿入されるものと 解析では、制御棒の落下速度について、制 [90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。 ウム液面低低 (N s L - 320mm)」による <u> 助冷却機の送風機はそれぞれ4分30秒及</u> その後は、補助冷却器出口ナトリウム温 トベーン開度が制御されるものとし、これ 定しない。 燃焼度に到達する保守的な想定として計算 に示す。 配管の破損口から二重壁外へ1次冷却材が っに、原子炉冷却材液位が低下し、約27分 、液面低」の設定値であるN s L - 100mm に 止系の制御棒が所定の速度で急速挿入され レープの1次主循環ポンプの主電動機及び 1次主循環ポンプのポニーモータ運転に引 2次主循環ポンプのトリップに伴うインタ <u>上し、主冷却器出口ナトリウム温度の制御</u>

は、原子炉出力が急速に低下し、それに伴 るが、流量と出力のバランスにより、一度 口冷却材温度も緩やかに低下する。その後 材液位が「炉内ナトリウム液面低低」の設 が起動する。この時間帯では、主冷却系に 除熱能力が炉心崩壊熱を上回っているた 維持できず、炉心温度及び1次・2次冷却 で原子炉容器内のナトリウム液位が、主中 端位置から上方 100mm の位置を下回り、1 のみでの除熱になる。その後、1次・2次 壊熱は安定的に除去される。

ごであり、評価項目を満足する。被覆管最高 こよる原子炉の自動停止時に出現し、初期 1540℃であり、評価項目を満足する。また、

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	原子炉容器出口冷却材温度は、初期値からほとんど
	<u>器入口冷却材の最高温度は、原子炉トリップ信号</u>
	370℃であり、評価項目を満足する。なお、補助冷
	温度、被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、いす
	<u>却材(1次補助冷却系)の最高温度は、それぞれ</u>
以上より、1次冷却材漏えい(2箇所)事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止される。	以上より、1 次冷却材漏えい <u>(安全容器内配管</u>
	<u>破損の重畳</u> 事故を想定しても炉心の著しい損傷に
	ii) 不確かさの影響評価
	炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさに
	さい。このため、ここでは解析条件の不確かさの影響を
	対処するための措置においては運転員等の操作がない
	る必要はない。
	解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な影響
	余裕が小さくなると考えられる崩壊熱及び原子炉トリ
	なお、各解析条件に係るパラメータが互いに独立な:
	他方、「常陽」は炉心冷却能力に優れ、小型で負の反応
	 固有の安全性を有しており、解析条件に係るパラメー
	ー 守的な想定となることは明らかであるが、ここでは、
	 響を最大限に評価する。
	る「炉内ナトリウム液面低」の設定値は、設定値に対し
	する。
	ー 最高温度及び原子炉容器出口冷却材の最高温度は、「i
	ー び原子炉容器入口冷却材の最高温度は、「i)基本ケー
	約 550℃、540℃及び約 370℃であり、評価項目を満足 ⁻
	なお、補助冷却設備の単独運転時には、崩壊熱の不
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	ー 冷却材最高温度は、「i)基本ケース」の解析に比べて
	<u>く、約 450℃、約 440℃及び約 440</u> ℃であり、原子炉容
	<u> </u>
	以上より、1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管

、 上昇せず、最高温度は約 460℃、原	子炉容
による原子炉の自動停止後に出現	し、約
副設備の単独運転時においては、燃	料最高
れも約 430℃であり、原子炉容器出	入口冷
5 390℃及び約 360℃である。	

<u> (内管) 破損) 及び安全容器内配管 (外管)</u> は防止される。

<u>ついて、計算コードの不確かさの影響は小</u> と評価する。なお、本評価事故シーケンスに ため、運転員操作に係る不確かさを考慮す

響を与えるもののうち、評価項目に対する ップ信号である「炉内ナトリウム液面低」 に対する影響を評価する。

場合、その不確かさに相関はないため、有 度解析を行って不確かさの影響を評価する。 度フィードバック特性を有するなどの高い タの不確かさの影響は小さく、評価項目に うにこれらを組み合わせることは過度に保 あえて重畳させることにより不確かさの影

<u> した値を用いる。原子炉トリップ信号であ</u> して誤差-40mm を考慮し、N s L - 140mm と

す。

の設定値を 40mm 低く設定したことにより、
 11 分遅く、時刻約 37 分となったが、燃料
 i)基本ケース」の解析と変わらず、それぞ
 o。被覆管最高温度、炉心冷却材最高温度及
 -ス」の解析とほとんど変わらず、それぞれ
 する。

確かさを考慮したこと及び1次主冷却系の 、燃料最高温度、被覆管最高温度及び炉心 て、それぞれ約20℃、約10℃及び約10℃高 器出口冷却材(1次補助冷却系)の最高温 く約400℃、原子炉容器入口冷却材温度(1 んど上昇せず約370℃である。

管)破損)及び安全容器内配管(外管)破損

変更前(2021.12.2 付補正)	
	の重畳事故を想定した場合において、不確かさの影響を
	損傷は防止される。
(ii) 格納容器破損防止措置	(ii) 格納容器破損防止措置
a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等の安全容器内保持	本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置の
	<u>全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。事故の開始</u> な
	での過程を炉内事象過程と呼び、この過程では崩壊熱が多く
	子炉冷却材バウンダリ内の機器の昇温に寄与するという
	る。その後、原子炉容器が破損し、原子炉容器外に流出した
	持する過程を炉外事象過程と呼び、この過程における熱液
	板から原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウム
	過程と呼び、この過程における流出したナトリウムによる
	Rで解析する。
	本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止措置に
	原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等を安全容器内にて
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	ウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止できること。」
	進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時よりな
	液位を下回るため、1 次冷却材を介して主中間熱交換器の
	を過温・過圧することはない。また、補助冷却設備の機能な
	するまでに格納容器(床下)に流出する原子炉冷却材ナト
	えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」よりはるかに少な
	「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重
	なお、本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の角
	パラメータである原子炉冷却材温度及び圧力を計算する。
	i) 基本ケース
	<u> </u>
i) 解析条件	<u></u> a. 解析条件
計算コードFLUENT等により解析する。	<u> 1 次冷却材の漏えいにより</u> 1 次主冷却系の循環
	子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却材の蒸発により
	「ゴッボスキャンテー」 「「ゴンボスキャンの「「「ゴンド」」
	1月前の路山, うよくのか 100 手刻にがどの手 うう。
	<u>一个可回は、「小」が存止後のが心明姿がががすがれ</u> が蒸発に実ちまスし相空」 百乙に必知せましい。
	<u>し深光に可ナりるこ泌化し、尿丁が作み物ノトリー</u> の時間ない下の冬州で社営ナマ
	<u>なね、別心頃部</u> が露出した時点で原ナ炉谷器外に

を考慮した場合にあっても、炉心の著しい

の有効性評価においては、事故シーケンス から炉心が損傷し原子炉容器が破損するま 全て原子炉冷却材の昇温及び蒸発並びに原 保守的な仮定を用いて温度変化等を計算す た冷却材や損傷炉心物質を安全容器内で保 流動挙動をFLUENTで解析する。安全 ムによる影響が生じる過程を格納容器応答 る格納容器の応答をCONTAIN-LM

こ有効性があることを確認するための評価 設定」に示す(4)から(6)である。「(4) て保持・冷却できること。」の評価項目を炉 器及び補助中間熱交換器の原子炉冷却材バ については、本評価事故シーケンスの事象 も低い状態で1次主冷却系の循環に必要な 原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界) を喪失した場合には1次補助冷却系の弁を し(1次・2次境界)を過温・過圧すること 波損防止措置の有効性を評価する必要はな 容器(床下)に流出する場合において、格 故シーケンスの事象進展では、炉心が露出 リウムの量が、「4.3.3.13 2次冷却材漏 ないため、本評価項目に係る有効性評価は 重畳事故」において実施する。

解析では、評価項目に影響を及ぼす<u>重要な</u>

環に必要な液位を喪失し、崩壊熱により原 り更に原子炉容器内の液位が低下し、炉心 一 容器内の原子炉冷却材ナトリウムの昇温及 ウムの蒸発により炉心頂部が露出するまで に流出することを仮定しており、本仮定に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	おいても大きな保守性を確保している。
	1) 原子炉の自動停止は「炉内ナトリウム液面(
	2) 1 次冷却材漏えい箇所は、安全容器内の配管
	さは $42$ mm ² とする。
<u>a)(i) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展</u> により、原子炉容器等の冷	<u>3)冷却材の漏えい</u> により、原子炉容器等の冷
却材液位が1次主冷却系の循環に支障を来すレベルまで低下するものとす	を来すレベルまで低下するものとする。
る。	
<u>b</u> ) 安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全容器にて保持され、補助冷却設備	<u>4</u> )安全容器内に漏えいしたナトリウムは安全
の運転に必要な液位は確保されるものの、何らかの理由により補助冷却設備	設備の運転に必要な液位は確保されるもの
による崩壊熱の除去が機能しないものとする。	よる崩壊熱の除去が機能しないものとする。
	5) 崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃
	したノミナル値(最適評価値)を用いる。
<u> </u> )事故発生前から常時運転 <u>の</u> コンクリート遮へい体冷却系の運転 <u>を</u> 継続し、安	<u>6</u> )事故発生前から常時運転 <u>している</u> コンクリ、
全容器外面冷却による除熱を <u>実施</u> するものとする。	<u>ものと</u> し、安全容器外面冷却による除熱を
<u>d</u> ) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウムの昇温、蒸発挙動 <u>を計算し、</u> 蒸	<u>7</u> ) 炉心崩壊熱による原子炉容器内のナトリウム
発による液位低下を <u>評価する</u> 。なお、蒸発 <u>した</u> ナトリウム <u>は</u> 1次アルゴンガス	下を <u>求める</u> 。なお、 <u>沸点に達する前の</u> 蒸発 <u>や</u>
系に整備した安全板より流出するものとする。	<u>する。原子炉カバーガス等のバウンダリ内</u>
	安全板 <u>の設定圧(9.8kPa[gage])を超過する</u>
	ウム蒸気は安全板を通じて窒素雰囲気の格線
<u>e)安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的に設定するため、原子炉容器内</u>	
液位の低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊熱(240kW)を有した放射	
性物質等が安全容器内に移行するものとする。	
<u>f)</u> 原子炉容器底部に移行した放射性物質等はナトリウム中で冷却されるため、	
<u>表面温度はナトリウムの沸点を超えることはなく、原子炉容器底部を溶融貫</u>	
通することはない。しかしながら、原子炉容器底部が長期間高温に維持され、	
<u>クリープ破損が生じる可能性があるため、原子炉容器底部の破損を想定する。</u>	
<u>g) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却の解析で求めた温度条件</u>	
及び放射性物質等による荷重条件に基づき、安全容器の構造健全性を評価す	
<u>ii)</u> 解析結果	<u>b.</u> 解析結果
<u>原子炉容器内の事象推移の</u> 計算結果を第 4. <u>2.8.4</u> 図及び第 4. <u>2.8.5</u> 図に示	<u>計算結果を</u> 第4. <u>3.3.9.6</u> 図及び第4. <u>3.3.9.7</u> 図に
t.	本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材漏
上記の事象推移の結果に基づき安全容器内の事象推移を計算した結果、コン	り液位が低下し、原子炉は自動停止するものの、そ
クリート遮へい体冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容器内から流出し	<u>炉冷却材温度は緩やかに上昇する。温度上昇により</u>
た放射性物質等の崩壊熱は安定的に除去され、安全容器の最高温度は設計温度	ス系内の圧力が1次アルゴンガス系に整備した安全
450℃を超えることはない。また、安全容器内の圧力上昇は、安全弁の動作等に	と、安全板から流出し、原子炉冷却材の液位は、さ
より抑制され、設計圧力を超えることはない。	評価項目に影響を及ぼす重要なパラメータである
以上より、安全容器の健全性は損なわれず、安全容器内で放射性物質等を冷	より低い状態のまま推移し、事象発生の約4時間後
却保持できる。	回り、1次主冷却系の循環が停止する。事象発生の

氏」によるものとする。

<u> 
管(内側及び外側)とし、漏えい口の大き</u>

会却材液位が1次主冷却系の循環に支障

容器にて保持され、<u>それにより</u>補助冷却 の、何らかの理由により補助冷却設備に

※焼度に到達する保守的な想定として計算

ート遮へい体冷却系の運転<u>が</u>継続<u>される</u> <u>考慮</u>するものとする。

いの昇温、蒸発挙動より蒸発による液位低 <u>や蒸発に伴う液体</u>ナトリウム<u>の冷却も考慮</u> 1の圧力が1次アルゴンガス系に整備した ると、安全板が開放され、蒸発したナトリ 納容器(床下)に流出するものとする。

示す。

えい箇所からのナトリウムの漏えいによ の後の崩壊熱除去機能の喪失により原子 蒸発したナトリウムは、1次アルゴンガ らに低下する。

原子炉冷却材温度及び圧力は通常運転時 後に1次主冷却系の循環に必要な液位を下 回り、1次主冷却系の循環が停止する。事象発生の約18時間後に、原子炉容器内と安全容器
変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の破損の防止	内の液位が平衡し、1 次冷却材の漏えいが停止する。
本事象の事象進展では、原子炉冷却材温度及び圧力が通常運転時より低い状態で、1次主	象発生の約3日後に約800℃まで上昇し、原子炉冷却
冷却系の循環に必要な液位を下回るため、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・	で液位が低下するが、蒸発による液位の低下は極め
2次境界)を、1次冷却材を介して過温・過圧することはなく、当該バウンダリの破損の防止	展することはない。
のための評価の条件は、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」が相	以上のように、炉内事象過程においては、炉心の
対的に厳しい。	に移行した損傷炉心物質が原子炉容器壁を熱的、機
このため、措置の有効性の評価は、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重	(ナトリウム)や損傷炉心物質が流出し、炉外事象が
<u>畳事故」において実施する。</u>	<u>ii.</u> 炉外事象過程の解析
c. 原子 炉冷却材 バウンダリの外に 流出したナトリウムによる熱的影響の緩和	<u>a. 解析条件</u>
本事象の事象進展では、炉心が露出するまでに格納容器(床下)に流出する原子炉冷	計算コードFLUENT等により解析する。FI
却材ナトリウムの量が、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」	9.8 図に示す。また、本評価事故シーケンスに対す
より少ない。	1) 原子炉容器底部に移行した損傷炉心物質はナ
このため、措置の有効性の評価は、「4.2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失	度はナトリウムの沸点を超えることはなく、
敗の重畳事故」において実施する。	い。しかしながら、原子炉容器底部が長期間
「a.原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等の安全容器内保持」の評価結果及び「4.	る可能性があるため、原子炉容器底部の破損
2.9 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の評価結果から、1次冷却材漏えい	2) 原子炉容器底部が破損した結果、ナトリウム
(2 箇所)事故を想定しても格納容器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放	<u> 炉心物質の全量が円筒形の塊状で原子炉容器</u>
出は防止される。	これを解析の初期状態とする。
	<u>3) 崩壊熱は、炉心が損傷する過程において、燃</u>
	ことを考慮して希ガス及び揮発性 FP を除く
	4) 安全容器内での冷却に関する崩壊熱を保守的
	低下により、炉心頂部が露出した時点の崩壊
	<u>とする。</u>
	<u>5) コンクリート遮へい体冷却系の窒素ガスの流</u>
	<u>0~20,000m³/h)、安全容器入口温度は40℃(</u>
	4)の崩壊熱に対して定常解析を行う。その
	<u>行う。</u>
	<u>6) 安全容器内での損傷炉心物質上方のナトリウ</u>
	ため、原子炉容器内液位は、炉心頂部位置に
	/3 が損傷炉心物質上部に残存すると想定した
	_「GL」という。)-12,460mm で維持されている
	<u>リウム液位は GL-8,900mm とする。</u>
	7) コンクリート遮へい体冷却系の安全容器外面
	炉心物質による荷重条件に基づき、安全容器
	B. 解析結果
	 <u>計算結果を第 4.3.3.9.9</u> 図から第 4.3.3.9.12
	安全容器を冷却する窒素ガスは、原子炉容器
	の安全容器下部から、安全容器底板に向けて吹

5。その後、原子炉冷却材の最高温度は事 合却材の蒸発により約5日後に炉心頂部ま めて緩やかであり、炉心の損傷が急速に進

り損傷が緩やかに拡大し、原子炉容器底部 幾械的に損傷させ、原子炉容器外に冷却材 象過程に移行する。

<u> FLUENTによる解析体系を第4.3.3.</u> 計する主要な解析条件を以下に示す。

ナトリウム中で冷却されるため、表面温 、原子炉容器を溶融貫通することはな 間高温に維持され、クリープ破損が生じ 損を想定する。

ムが安全容器内に流出するとともに損傷 器外の安全容器内に移行したものとし、

<u>然料の損傷・溶融と高温状態が継続する</u> <u>、ものとする。</u>

<u>的に設定するため、原子炉容器内液位の</u> 壊熱(240k₩)を炉外過程解析の初期値

流量は 20,500m³/h (通常運転時:15,00) (事故時設計値:40℃)として流入させ、 D後、崩壊熱の減衰に従って過渡解析を

ウムによる伝熱効果を保守的に考慮する におけるナトリウムインベントリの約1 た液位として、グラウンドレベル (以下 るものとする。また、安全容器内のナト

面冷却の解析で求めた温度条件及び損傷 器の構造健全性を評価する。

<u>2 図に示す。</u>

器内から流出した損傷炉心物質の下方 吹き出した後、構造物表面に衝突し、 底板を冷却する(安全容器底板の下に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	を介して安全容器底部を冷却する。)。第4.3
	向温度分布においては、発熱源である損傷炉
	4.3.3.9.9 図の横軸が 0 の位置) から離れる
	板下面に沿って径方向に流れた窒素ガスは鉛
	<u>ート遮へい体とその内側の炭素鋼遮へい体間</u>
	面に開けられた開口部から、安全容器に向け
	容器側面を冷却する。安全容器を冷却した窒
	器の上部から流出する。第4.3.3.9.10 図に示
	る損傷炉心物質の上方、安全容器下面(第4
	1.5m 近傍で最も高くなり、それより上方は個
	崩壊熱が最も高い時刻0秒での定常解析に
	崩壊熱の減衰に従って低下する。安全容器の
	(450℃)を超えることはない。損傷炉心物質
	ト領域の最高温度はそれぞれ約 860℃及び約
	のナトリウムの最高温度は約 350℃であり沸
	質及びそれを保持する遮へいグラファイトの
	イトによる損傷炉心物質の保持機能は維持さ
	以上のように、炉外事象過程の事象推移を
	冷却系の安全容器外面冷却により、原子炉容
	熱は安定的に除去され、安全容器の温度が設
	全容器の自重、ナトリウム重量及び損傷炉心
	ことから、安全容器の健全性は確保されると
	以上より、安全容器内に流出したナトリウ
	されるとともに、安全容器に係る評価項目を
	は確保され、格納容器の破損は防止できる。
	····································
	ゲウ事象過程では、炉心頂部まで液位が低下する 「たちまな」
	発熱条件を求めている。炉外事象過程移行時の発熱
	で損傷炉心物質の全量が安全容器内に移行するもの
	よう保守的に条件設定を行っており、炉内事象過程
	して十分に保守的な条件設定としている。このため
	価は不要である。
	ii. 炉外事象渦程の不確かさの影響評価
	格納容器破損防止措置の有効性評価におけろ炉外
	の不確かさの影響は小さい。このため、ここでは解
	安全家界の構造健全性を評価する上で重要な指標

|遮へい板下面に接し、炭素鋼遮へい板 .3.9.9 図に示した安全容器底板の径方 「心物質の直下となる安全容器中心(第 に従い温度は低下する。炭素鋼遮へい 直上向きに流れ方向を変え、コンクリ の隙間に流入する。炭素鋼遮へい体側 「て窒素ガスが水平方向に流出し、安全 素ガスは上向きの流れとなって安全容 、す安全容器側面の温度は、発熱源であ .3.3.9.10 の横軸が 0 の位置)から約 低下する。

おいて各部は最高温度を示し、その後、 最高温度は約 330℃であり、設計温度 及びそれを保持する遮へいグラファイ 530℃である。また、損傷炉心物質上方 騰することはない。なお、損傷炉心物 共存性に問題はなく、遮へいグラファ れる。

注計算した結果、コンクリート遮へい体 器内から流出した損傷炉心物質の崩壊 計温度を超えることはない。また、安 物質の重量並びに内圧により安全容器 )は当該部の許容応力を十分に下回る 判断できる。

ムや損傷炉心物質は安定に保持・冷却 満足することから、安全容器の健全性

時間を求め、後続の炉外事象過程移行時の 条件は、炉心頂部まで液位が低下した時点 として、炉外事象の解析結果を厳しくする における崩壊熱等の不確かさの影響を考慮 、炉内事象過程に対する不確かさの影響評

<u>事象過程の不確かさについて、計算コード</u> <u>
析条件の不確かさの影響を評価する。</u> である構造温度に対し、影響が大きいパラ

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	メータとしては、原子炉容器内から流出した損傷炉心物
	発熱条件については、炉心頂部まで液位が低下した時
	に移行するものとして、炉外事象の解析結果を厳しくする
	炉心頂部まで液位が低下する約5日後の崩壊熱(240kW)
	炉心物質の冷却性を評価する上で発熱条件の影響は大き
	て、炉内事象推移の不確かさも考慮し、発熱条件を崩壊
	とする条件で解析を実施する。
	解析結果を第4.3.3.9.13 図及び第4.3.3.9.14 図に示す
	温度分布の形状は大きく変わることなく、全体的に温
	温度は約 400℃であり、設計温度(450℃)を超えること
	度は約1,090℃、損傷炉心物質を保持する遮へいグラファ
	らに、損傷炉心物質上方のナトリウムの最高温度は約 45
	<u>はない。</u>
	以上より、不確かさの影響を考慮しても安全容器に係る
	を満足することから、安全容器の健全性が確保され、格納

質の発熱条件が挙げられる<u>。</u> 点で損傷炉心物質の全量が安全容器内 るよう保守的に条件設定を行っており、 を設定している。しかしながら、損傷 いため、崩壊熱のみの不確かさに加え 熱 (240kW) から 25%増加させて 300kW

す。

度レベルが上昇する。安全容器の最高 :はなく、また、損傷炉心物質の最高温 ァイトの最高温度は約 680℃である。さ 130℃でありナトリウムが沸騰すること

評価項目への影響は小さく、評価項目 |容器の破損は防止できる。

# 変更前(2021.12.2 付補正)

## 第4.2.8.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

### 第4.3.3.9.1 表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

変更後

THE WILLIER HE IN	イルボ	設備			て旧	設備					
動作・判断・操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備	動作・判断・操作	于順	常設設備	可搬設備	計装設備		
原子炉 スクラム (自動停止) 確認 事故発生	<ul> <li>「炉内ナトリウム液面 低」による原子炉トリッ プ信号発信及び原子炉ス クラム(自動停止)を確 認する。</li> <li>安全容器内1次主冷却 系配管(外側)破損に伴</li> </ul>	<ol> <li>1) 制御棒</li> <li>2) 制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> <li>関連する核計装</li> <li>         ・関連するズロセス     </li> </ol>	原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「炉内ナトリウム液面低」</li> <li>による原子炉トリップ信号</li> <li>発信及び原子炉スクラム</li> <li>(自動停止)について、原</li> <li>子炉保護系(スクラム)の</li> <li>動作及び核計装(線形出力</li> <li>系)等の監視により確認す</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉保護系(スクラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号「炉内ナトリウム液面低」</li> <li>③核計装(線形出力系)</li> </ol>		
の判断 安全容器による 漏えいした冷却材	い、炉内冷却材液位が著 しく低下した場合は事故 発生と判断する。	_	_	計装	事故発生 の判断	る。 ・安全容器内1次主冷却系配 管(外側)破損に伴い、炉 内冷却材液位が著しく低下 した場合は事故発生と判断 +マ	_	_	<ol> <li>①「炉内ナトリウム液 面計」</li> </ol>		
<ul> <li>・</li> <li>補助冷却設備運転</li> <li>に必要な</li> <li>炉内冷却材液位確保</li> </ul>	<ul> <li>桶切行丸設備の運転が 可能な状態にあることを 確認する。</li> </ul>	<ol> <li>① 安全容器</li> </ol>	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	安全容器による 漏えいした冷却材 の保持	<ul> <li>9 ○。</li> <li>・補助冷却設備の運転が可能</li> <li>な状態にあることを確認す</li> </ul>	<ul> <li>①安全容器</li> </ul>	_	<ol> <li>「炉内ナトリウム液 面計」</li> <li>②安全容器呼吸系圧力 計</li> </ol>		
補助冷却設備運転 原子炉冷却材 バウンダリが高圧 に至ることの判断	<ul> <li>補助冷却設備により、 崩壊熱を除去する。</li> <li>冷却材の著しい昇温及び蒸発が生じた場合、原 子炉冷却材バウンダリが</li> </ul>	<ol> <li>補助冷却設備</li> <li>一</li> </ol>	_	<ol> <li>(1) 関連するブロセス 計装</li> <li>(1) 関連するプロセス 計装</li> </ol>	補助冷却設備運転 に必要な 炉内冷却材液位確保	<b>ర</b> ం			③1次補助冷却糸温度           計、流量計、補助冷           却器出口温度計、2           次補助冷却系流量計           ①1次補助冷却系流量計		
<ol> <li>1次アルゴンガス系 安全板より、</li> <li>ナトリウム蒸気を 格納容器(床下)</li> <li>に放出</li> </ol>	<ul> <li>高圧に至ると判断する。</li> <li>1次アルゴンガス系安 全板より、ナトリウム蒸 気が格納容器(床下)に 流出することを確認す る。</li> </ul>	<ol> <li>         ・         ・         ・</li></ol>		<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	補助冷却設備運転	・補助冷却設備により、崩壊 熱を除去する。	①補助冷却設備 材	_	<u>計、流量計、補助符</u> <u>却器出口温度計、2</u> <u>次補助冷却系流量計</u>		
格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力 高」、「格納容器内温度 高」、「格納容器内床上 線量率高」により、原子 炉保護系(アイソレーシ ョン)が動作し、工学的 安全施設が自動的に作動 し、隔離されることを確 認する。</li> </ul>	<ol> <li></li></ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ア イソレーション)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>							
原子炉容器外に 冷却材や 放射性物質等が 流出したことの判断	<ul> <li>安全容器内の圧力が著しく上昇した場合、原子 炉容器外に冷却材や放射 性物質等が流出したと判 断する。</li> </ul>	_	_	<ol> <li>         ・関連するプロセス          計装</li></ol>							
安全容器による 冷却材や放射性物質 等の保持 ・ コンクリート遮へい 体冷却系による冷却	<ul> <li>安全容器により冷却材</li> <li>や放射性物質等が保持さ</li> <li>れることを確認する。ま</li> <li>た、コンクリート遮へい</li> <li>体冷却系の運転により、</li> <li>安全容器内にて保持した</li> <li>放射性物質等を冷却す</li> <li>る。</li> </ul>	<ol> <li>         ① 安全容器及びコンクリート遮へい体冷却系      </li> </ol>	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>							

変更前(2021.12.2 付補正)		Z.	<b>医更後</b>				
		<u>第4.3.3.9.2</u> 表 格納容器	破損防止措置に使	三月する設備等			
				設備			
	動作・判断・操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備		
	原子炉冷却材 バウンダリが高圧 に至ることの判断	<ul> <li>・冷却材の著しい昇温及び蒸発が</li> <li>生じた場合、原子炉冷却材バウンダリが高圧に至ると判断する。</li> </ul>	_	_	①原子炉カバーガス圧力計		
	1 次アルゴンガス系 安全板より、 ナトリウム蒸気を 格納容器(床下) に放出	<ul> <li>1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器 (床下)に流出することを確認する。</li> </ul>	<u>①安全板</u> <u>②断熱材</u> <u>③ヒートシンク材</u>	_	①安全板の状態表示		
	格納容器 アイソレーション確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、「格納容器 内温度高」、「格納容器内床上線 量率高」により、原子炉保護系 (アイソレーション)が動作し、 工学的安全施設が自動的に作動 し、隔離されることを確認する。</li> </ul>	<ol> <li>①格納容器</li> <li>②格納容器バウン</li> <li>ダリに属する配</li> <li>管・弁</li> </ol>	_	①原子炉保護系         (アイソレーション)         ②アイソレーション信号「格         納容器内圧力高」、「格納容         器内温度高」、「格納容器内         床上線量率高」		
	原子炉容器外に 冷却材や 損傷炉心物質が 流出したことの判断	<ul> <li>・安全容器内の圧力が著しく上昇 した場合、原子炉容器から安全 容器内に冷却材や損傷炉心物質 が流出したと判断する。</li> </ul>	_		①安全容器呼吸系圧力計		
	安全容器による 冷却材や損傷炉心物質の 保持 ・ コンクリート遮へい体 冷却系による冷却	<ul> <li>・安全容器内呼吸系圧力計の監視</li> <li>により、安全容器により冷却材</li> <li>や損傷炉心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート遮へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。</li> </ul>	①安全容器及びコ ンクリート遮へ い体冷却系	_	<ul> <li>①コンクリート遮へい体冷 <u>却系の温度計、窒素ガス冷</u> <u>却器の流量計</u></li> <li>②安全容器呼吸系圧力計</li> </ul>		
	下線部が格納容器破	損防止措置に使用する資機材					

### 変更前(2021.12.2 付補正)

### 第4.2.8.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目						0 2	0 3	経 0 (	過時 60 1	間 (分 80 3	) 00 4 4	10日 2	0日 30	日 4	0日	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容 (中央制御室)	▼累常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)破損) ▽原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷 ▽原子炉容器内の液位低下による補助冷 マ事故発生の判断 (安全容器内1次主冷却系)						動停止 動防冷: 一 二	- 却設備自動起動 2管(外側)破損に伴う炉内冷却材液位低下)					
	当直長		・運転操作指揮							-						
	運転員A	1	・原子炉スクラム確認													<ul> <li>・「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作</li> <li>を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B、D 3 ・事故発生の判	・事故発生の判断													<ul> <li>・安全容器内1次主冷却系配管 (外側)破損に伴う炉内冷却材液 位低下を確認する。</li> <li>・二重壁内の容積に相当する液位</li> <li>を超えて液位が低下した時点で事 放発生と判断する。</li> </ul>	
炉心損傷	運転員B	1	<ul> <li>・安全容器による冷却材漏えい量の抑制の 確認</li> <li>・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内 冷却材液位確保</li> </ul>	・ 炉心損傷防止措置(安全容器による液位確保)は、運転員 の操作を介在しなくても、受動的に機能するよう設計している。 このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、液位確保 の確認力で認少たる。						・補助冷却設備の運転が可能な状 態にあることを確認する。						
防止措置	運転員B、C	2	・補助冷却設備運転	・炉心損傷防止措置(補助冷却設備による崩壊熟除去)は、 運転員の操作を介在しなくても、自動的に機能するよう設計し ている。このため、運転員の操作はなく、運転員の役割は、補 助冷却設備の運転の確認及び監視となる。								·し 補	・補助冷却設備により、崩壊熟を 除去する。 ・自動起動に失敗したと判断した 場合には手動で起動する(機器の 操作時間に余裕を見込んでも、60 分以内に操作可能)。			

変更後

### 第4.3.3.9.4 表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	l と f	主業項目	経過時間(分) 5 10 20 30 60 180 300(10日 20日 30日 40日 備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容 (中央制御室)	ア累常事象発生(安全容器内1次主冷却系配管(内側)被損)     マ原子炉容器内の液位低下による原子炉自動停止     ▽補助冷却設備による崩壊熟株去に失敗     ▽補助冷却設備による崩壊熟株去に失敗     ▽休却材の昇温及び蒸発により、     原子炉冷却材パングリが傷圧に至ると判断     ▽原子炉容器外に損傷炉の物質が流出と判断
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>	
d is See shall blar	運転員A	1	・原子炉スクラム確認	<ul> <li>「炉内ナトリウム液面低」による 原子炉保護系(スクラム)動作を確 認する。</li> </ul>
次况刊町	運転員A、B、D	3	<ul> <li>事故発生の判断</li> </ul>	
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>原子炉冷却材温度が高温に至ることの判断</li> </ul>	
	運転員C、D	2	・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリ ウム蒸気を格納容器(床下)に放出	・運転員は、原子炉冷却材パウンダリが高圧に至ると判断した場合、ペーパトラップを含む1次アルゴンガス系安全板すでの流路のビータを入りとする。安全板による過圧防止は、運転員の操作を介在しなくても、受動的に機能するよう設計していた放出されることを確認する。 る。このため、ヒータ操作後の運転員の役割は、原子炉冷却 材パウンダリ等の圧力の確認及び監視となる。
格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認	<ul> <li>「格納容器アイソレーションは、運転員の操作を介在しなくても、 自動的に機能するよう設計している、このため、運転員の操作はなくても、 自動的に機能するよう設計している、このため、運転員の操作は なく、運転員の役割は、隔離状態の確認及び監視なる。</li> <li>・多量のサトリウムが格納容器床下 に溜えいした場合は、格納容器床下 に溜えいした場合は、格納容器床下</li> <li>に満た場合、実動アイソレーションは、運転員の操作は、 の後引は、施制性物質の閉じ込め状態の監視を継続する。</li> <li>・「福祉学校会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社会社</li></ul>
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が 流出したことの判断</li> </ul>	・安全容器内圧力が著しく上昇した 場合に、原子炉容器外に損傷炉心物 質が流出したと判断する。
格納容器破損 防止措置	運転員B、E	2	<ul> <li>・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の 保持</li> <li>・コンクリート進へい体冷却系による冷却</li> </ul>	<ul> <li>・コンクリート遮へい体冷却系は、通常運転時からの継続運転であり、運転員の操作を介在しなくても、運転は継続されるが、冷却の運転により、安全容器内にて保持した損傷炉心物質を冷却する。</li> <li>る。</li> </ul>

	必要な要員と作業項目					10 20	0 3(	経 0 6	過時間 10人 5時間	(分) 1日	5日	10日: 【	80日 40	Ш	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数	)	手順の内容	▼異常 ▼事a	*事象 女発生	発生(罗 の判断	安全容 (安全	器内1 容器[	) )次主冷却 内1次主冷 ▽冷 原	系配管 却系配 却材の 子炉冷	(内側 )管(外 )昇温) お材/ ▽原 が	)破損) 側)破損 しび蒸 いウンタ (子炉容 流出と)	員に伴う 発により 「リが高 「器外に 判断	が た に 至 に 致 射 に	5却材液位低下) ると判断 注物質等
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>												
341 July 105 44	運転員A	1	・原子炉スクラム確認												<ul> <li>「炉内ナトリウム液面低」による原子炉保護系(スクラム)動作 を確認する。</li> </ul>
4/2/06/14/16/1	運転員A、B、D	3	<ul> <li>事故発生の判断</li> </ul>												<ul> <li>・安全容器内1次主冷却系配管 (外側)破損に伴う炉内冷却材液 位低下を確認する。</li> </ul>
炉心損傷	運転員B	1	<ul> <li>・安全容器による漏えいした冷却材の保持</li> <li>・補助冷却設備運転に必要な原子炉容器内 冷却材液位確保</li> </ul>		1										<ul> <li>補助冷却設備の運転が可能な状態にあることを確認する。</li> </ul>
的工作匣	運転員B、C	2	<ul> <li>補助冷却設備運転</li> </ul>							-					<ul> <li>補助冷却設備により、崩壊熱を 除去する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>原子炉冷却材パウンダリが高圧に至る ことの判断</li> </ul>												<ul> <li>・冷却材の著しい昇温及び蒸発が 推定される場合に、原子炉冷却材 バウンダリが高圧に至ると判断す る。</li> </ul>
	運転員D	1	<ul> <li>・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出</li> </ul>												<ul> <li>1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器 (床下)に放出されることを確認 する。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認								T	T	Ī		・「格納容器内圧力高」、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」、「格納容器内捷 容器内」により、原子炉保護 系(アイソレーション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す る。
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>・原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が 流出したことの判断</li> </ul>	:											<ul> <li>・安全容器内圧力に著しい上昇が 生じた場合に、原子炉容器外に放 射性物質等が流出したと判断す る。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員B、E	2	<ul> <li>・安全容器による冷却材や放射性物質等の 保持</li> <li>・コンクリート遮へい体冷却系による冷去</li> </ul>												<ul> <li>・安全容器により冷却材や放射性 物質等が保持されることを確認す る。また、コンクリート遭へい体 冷却系の運転により、安全容器内 にて保持した放射性物質等を冷却 する。</li> </ul>

### 第4.3.3.9.3表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間









変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	冷 900
	却
	温 — 一原子炉容器入口冷
	(℃) ⁸⁰⁰ 原子炉容器出口冷
	700 -
	600 -
	500 補助冷却設備は待機状態のため
	入口冷却材温度(補助冷却設備
	原子炉容器出口冷却
	400 備)
	用助行却設備起動 原子炉容容
	200
	時
	第4.3.3.9.5 図 1 次冷却材漏えい(安全容器
	及び安全容器内配管(外管)破損の重畳事故
第4. <u>2.8.4</u> 図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移)	第4.3.3.9.6図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内冷却材
(省略)	(変更なし)
第 4.2.8.5 図 炉内事象推移の計算結果 (原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)	第4.3.3.9.7図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内冷却板











変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(なし)	<ul> <li>(追加)</li> <li><u>4.3.3.10 1 次冷却材漏えい(1 次主冷却系配管(内管)破損)</u></li> <li><u>畳事故</u></li> <li>(省略)</li> </ul>
(なし)	(追加) <u>4.3.3.11 1 次冷却材漏えい(1 次補助冷却系配管(内管)破損</u> <u>の重畳事故</u> <u>(省略)</u>

及び1次主冷却系配管(外管)破損の重

)及び1次補助冷却系配管(外管)破損

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4.2.10 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故	4. <u>3.3.12</u> 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故
(1)事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本
外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去にお	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では
いて、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可	いて、炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露
能性がある。 <u>したがって、</u> 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、独立した2	能性がある。
ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉	本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相の
停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。	とから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊
独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比	受動的安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止
べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。	冷却系及び2次主冷却系ともに、流路に閉塞要因とな
	<u> 弁は構造が単純で信頼性が高い。)、また、原子炉停止</u>
	<u>ットベーンがほぼ全閉状態となるため、冷却材の凍結</u>
	る崩壊熱除去の信頼性は高い。
	炉心損傷防止措置が機能しないことを仮定した場合
	部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故の特徴か
	を考慮し、格納容器破損防止措置を講じる。
外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故では
要を第 4. <u>2. 10</u> . 1 図に示す。本 <u>事象</u> において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事	び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風
故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。	し、炉心の著しい損傷を防止する。
	独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置
	べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止で
	措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.1
	却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価
	系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然
	<u>される。</u>
	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故にお
	損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.12.1 図に示
	 量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移
	の強制循環冷却失敗を起点とする。
(3) 炉心損傷防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
	(i) 炉心損傷防止措置
外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、炉心の著しい損傷を防止するた	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故にお
めの措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。	めの措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の
a. 1次主冷却系の主中間熱交換器は、炉心と高低差を付けて設置し、ナトリウ	a. 1次主治却系の主中間熱交換器は、炉
ムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とする。	ムの物理的特性による受動的な自然循環な
b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱交換器と高低差を付けて設置し、ナト	b. 2次主冷却系の主冷却機は、主中間熱7
リウムの物理的特性による受動的な自然循環を可能とするとともに、主冷却機	リウムの物理的特性による受動的な自然
の自然通風による崩壊熱除去を可能とする。また、主冷却機の自然通風量は手	の自然通風による崩壊熱除去を可能とする
の自然通風による朋選熱院去を可能とする。また、土布却機の自然通風重は手	の自然通風による朋環熱际去を可能とう

本的な考え方

は、原子炉自動停止後の崩壊熱除去にお 露出によって炉心の著しい損傷に至る可

ウナトリウムを冷却材に使用しているこ

 会熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、

 :措置を講じる。措置に使用する1次主

 なる構造物はなく(1次主冷却系の逆止

 :後は主送風機の風量を調節するインレ

 :による閉塞も考え難く、自然循環によ

☆でも、本原子炉施設の設計の特徴と外 いら、炉心の著しい損傷に至らないこと

は、独立した2ループの1次主冷却系及 風により原子炉停止後の崩壊熱を除去

置は1系統の動的機器を要する措置と比 できる。<u>また、1ループの炉心損傷防止</u> <u>13 2次冷却材漏えい及び強制循環冷</u> <u>面で示すとおり、1ループの1次主冷却</u> <u></u> 然通風により、炉心の著しい損傷は防止

おける炉心損傷防止措置<u>及び格納容器破</u> す。本<u>評価事故シーケンス</u>において、多 移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備

おいて、炉心の著しい損傷を防止するた の拡大の防止を目的とする。

心と高低差を付けて設置し、ナトリウ を可能とする。

交換器と高低差を付けて設置し、ナト 循環を可能とするとともに、主冷却機 る。また、主冷却機の自然通風量は手

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
動でも制御可能とする。	動でも制御可能とする。
c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、その復旧に努めるものとする。	c. 強制循環冷却機能喪失の原因を調査し、
	(ii) 格納容器破損防止措置
	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故にお
	措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする
	<u>a.1ループの炉心損傷防止措置が機能しないこと</u> を
	<u>次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風</u>
	<u>(ⅲ)その他</u>
	<u>a.防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影</u>
(4)資機材	(4) 資機材
外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置に使用する設備	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故にお
等を第4.2.10.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動による地震力に対して機能を喪失	<u>損防止措置</u> に使用する設備等を第4. <u>3.3.12</u> .1表に示 [、]
しないように整備する。	10. その他試験研究用等原子炉の附属施設 10. 11多量
(5) 作業と所要時間	の防止のための資機材」に定める設計方針に基づき
外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手	(5)作業と所要時間
順の所要時間を第4.2.10.2表に示す。	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故に
	<u>損防止措置</u> の手順及び各手順の所要時間を第4. <u>3.3.</u>
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措
	要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に
	置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐し
	料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原
	<u>に当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転</u>
	<u>能である。なお、措置は、主に中央制御室内で実施</u>
	用等原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能
(6) 措置の有効性評価	(6)措置の有効性評価
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
a. 解析条件	a. 解析条件
計算コードSuper-COPDにより解析する。	計算コードSuper-COPDにより解
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。	主要な解析条件を以下に示す。
	1) 原子炉出力の初期値を定格出力とする。また
	ホットレグ温度を 456℃、コールドレグ温度を
	定格流量とする。
<u>i</u> )原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤差を考慮しないことを除き、「1.	3) 原子炉保護系の特性は、プロセス量の計測誤
	0 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする
	4) 一般電源系の電源が全て同時に失われ、2 ル
	時に停止するものとする。
ii )ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支	

その復旧に努めるものとする。

<u>るいて、格納容器の破損を防止するための</u> <u>。</u> を仮定し、1ループの1次主冷却系及び2 Mにより、炉心の著しい損傷を防止する。

「響緩和に必要な措置を講じる。」

おける炉心損傷防止措置<u>及び格納容器破</u> す。これらの設備等は、<u>「添付書類8</u> 量の放射性物質等を放出する事故の拡大 整備する。

ニおける炉心損傷防止措置<u>及び格納容器破</u> <u>. 12</u>. 2 表に示す。

昔置の項目、各措置の所要時間を含めた必 こ必要な要員は6名、格納容器破損防止措 している運転員6名(「核原料物質、核燃 原子炉施設保安規定において、中央制御室 気員を確保することを定める。)で対処可 面するため、大洗研究所内の他の試験研究 言である。

解析する。本<u>評価事故シーケンス</u>に対する

た、1次主冷却系の温度の初期値として、 を 350℃、1 次主冷却系の流量の初期値を

<u>達率は、0.7W/cm²℃とする。</u> 異差を考慮しないことを除き、「<u>添付書類1</u> る。 レープの1次主循環ポンプの主電動機が同 系数、構造材温度係数及び炉心支持板温度

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
持板温度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。	係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。
<u>iii</u> )原子炉の自動停止は「電源喪失」によるものとし、応答時間は1.2秒とする。	<u>6</u> )原子炉の自動停止は「電源喪失」によるもの。
	7) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒
	<u>し、負の反応度を 7.1%△k/k とする。また、角</u>
	制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値
<u>iv</u> )原子炉の停止後、2 ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運	<u>8</u> )原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプ
転への <u>引継ぎ</u> 及び補助冷却設備の起動に失敗し、1主冷却系は自然循環に移	<u>き継ぎ</u> 及び補助冷却設備の起動に失敗し、1 <u>次</u>
行するものとする。	する。
<u>v</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	<u>9</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定し
<u>vi</u> )崩壊熱はノミナル値(最適評価値)を用いる。	<u>10</u> )崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃
	<u>算した</u> ノミナル値(最適評価値)を用いる。
b. 解析結果	b. 解析結果
解析結果を第4.2.10.2図に示す。	解析結果を第4.3.3.12.2図に示す。
自然循環による冷却により崩壊熱は安定的に除去され、炉心の被覆管最高温度は約	外部電源喪失の発生により、1次主循環ポン
650℃であり、熱設計基準値に対しても十分に余裕がある。また、炉心の冷却材最高温	<u>冷却機の主送風機等の機器が停止する。「電源</u>
度は約650℃であり、冷却材温度は沸点に達しない。	信により、原子炉保護系(スクラム)の動作に
	で急速挿入される。2次主冷却系は自然循環に
	<u> 環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに</u>
	し、1次主冷却系は自然循環に移行する。主約
	止時の制御モードに切り替わる。
	原子炉トリップ信号による原子炉の自動停」
	れに伴い燃料温度、被覆管温度及び冷却材温度
	移行時に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、い
	定した後は、崩壊熱の減衰に伴い、徐々に低下
	緩やかに低下する。以降は、安定に原子炉の
	燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1,5
	覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主義
	両者ともに約 650℃であり、評価項目を満足す
	度は、初期値から上昇せず、最高温度はそれ
以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい損傷	項目を満足する。
は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。	以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失
	い損傷は防止される。
	ii) 不確かさの影響評価
	炉心損傷防止措置の有効性評価における不確か
	影響は小さい。このため、ここでは解析条件の不
	価事故シーケンスに対処するための措置において
	操作に係る不確かさを考慮する必要はない。

とし、応答時間は 1.2 秒とする。 <u>棒が所定の速度で急速挿入されるものと</u> <u>解析では、制御棒の落下速度について、</u> 直 90%挿入までの時間を 0.8 秒とする。 プのポニーモータによる低速運転への<u>引</u> <u>次</u>主冷却系は自然循環に移行するものと

ない。

然焼度に到達する保守的な想定として計

ンプの主電動機、2次主循環ポンプ、主 原喪失」による原子炉トリップ信号の発 こより主炉停止系の制御棒が所定の速度 に移行するが、1次主冷却系は1次主循 二失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗 冷却器出口ナトリウム温度の制御は、停

止後は、原子炉出力が急速に低下し、そ 度も低下する。1次主冷却系の自然循環 いったん上昇するが、自然循環流量が安 でする。原子炉容器出入口冷却材温度は、 崩壊熱除去が行われる。

800℃であり、評価項目を満足する。被 冷却系の自然循環への移行時に出現し、 する。また、原子炉容器出入口冷却材温 ぞれ約 460℃及び約 350℃であり、評価

失敗の重畳事故を想定しても炉心の著し

<u>かさについて、計算コードの不確かさの</u> 不確かさの影響を評価する。なお、本評 ては運転員等の操作がないため、運転員

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	解析条件の不確かさとしては、事象進展に有意な
	<u>に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱の不祥</u>
	価項目に対する影響を評価する。
	崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を 10%考
	解析結果を第4.3.3.12.3 図に示す。
	崩壊熱を大きくしたことにより、被覆管最高温度及
	クが「i)基本ケース」の解析に比べ高くなった。そ
	却材最高温度は、両者ともに約 10℃高く約 660℃で、
	燃料最高温度及び原子炉容器出入口冷却材の最高温
	変わらず、それぞれ約 1,800℃、約 460℃及び約 350
	以上より、外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の
	不確かさの影響を考慮した場合にあっても、炉心の
	(ii) 格納容器破損防止措置
	炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評価
	及び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措施
	ため、措置の有効性評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏;
	故」において実施する。
	上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷却
	の著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も
	物質等の放出は防止される。

<u>意な影響を与えるもののうち、評価項目</u> の不確かさに係る感度解析を実施して評

%考慮した値を使用する。

温度及び炉心冷却材最高温度の2次ピー 。その結果、被覆管最高温度及び炉心冷 Cであり、評価項目を満足する。また、 高温度は、「i)基本ケース」の解析と 350℃であり、評価項目を満足する。 故の重畳事故を想定した場合において、 ひの著しい損傷は防止される。

生評価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい 上措置の有効性評価に包絡される。この 対漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事

 蒙冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心 員も防止され、施設からの多量の放射性

### 変更前(2021.12.2付補正)

### 第4.2.10.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

### 設備 動作・判断・操作 手順 常設設備 可搬設備 計装設備 ① 原子炉保護系(ス ・ 「電源喪失」による原子 原子炉 クラム) 炉トリップ信号発信及び原子 ① 制御棒 スクラム _ ② 関連するプロセス 炉スクラム(自動停止)を確 ② 制御棒駆動系 (自動停止) 計装 認する。 確認 <u>関連する</u>核計装 1次主冷却系の強制循環 冷却及び補助冷却設備の強制 事故発生 ① 関連するプロセス _ _ の判断 循環冷却に失敗した場合は事 計装 故発生と判断する。 · 1次主冷却系(自然循 環)、2次主冷却系(自然循 ① 関連するプロセス 自然循環移行 _ _ 環)及び主冷却機(自然通 計装 風)の運転状況を確認する。

### 第4.3.3.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

変更後

	て山田		設備	
動作・判断・操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉</li> <li>トリップ信号発信及び原子</li> <li>炉スクラム(自動停止)に</li> <li>ついて、原子炉保護系(ス</li> <li>クラム)の動作及び核計装</li> <li>(線形出力系)等の監視に</li> <li>より確認する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉保護系(スク ラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号 「電源喪失」</li> <li>③核計装(線形出力 系)</li> </ol>
事故発生 の判断	<ul> <li>1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制 循環冷却に失敗した場合は 事故発生と判断する。</li> </ul>	_	_	①1次主冷却系流量 計、1次補助冷却系 流量計、2次補助冷 却系流量計
自然循環移行	<ul> <li>・1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。</li> </ul>	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	_	①原子炉出入口冷却材           温度、1次主冷却系           冷却材流量、主冷却           器出口冷却材温度、           2次主冷却系冷却材           流量

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

### 第4.2.10.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	見と作	業項目		5 1	0 2	0 3	経道 D 60	马時間     )     12	](分 0 180	) §10	目 20	E 30 E	∃ 40	в	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	7異常 7事故 (1次 補	(事象) (発生( (主冷封 )助冷封	発生(タ の判断 印系の 印設備	ト部電 強制() の強制	源喪失 盾環冷: 1循環〉	_ミ ) 却及び 令却失	( :敗)						
	当直長		·運転操作指揮		г Г								I I			
	運転員A	1	・原子炉スクラム確認													<ul> <li>「電源喪失」による原子炉保護</li> <li>系(スクラム)動作を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	・事故発生の判断													<ul> <li>1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。</li> <li>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員B、C	2	<ul> <li>自然循環移行</li> </ul>		 											<ul> <li>1次主冷却系(自然循環)、2</li> <li>次主冷却系(自然循環)及び主冷</li> <li>却機(自然通風)の運転状況を確</li> <li>認する。</li> </ul>
dia pao	運転員D、E	2	<ul> <li>・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧</li> </ul>													<ul> <li>・強制循環冷却機能喪失の原因を 調査し、その復旧に努める。</li> </ul>

第4.3.3.12.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	員と作	=業項目	;	5 1	0 2	0 :	経j 30 6	圖時間 0 12	引(分 10 18	r) 0 &101	3 201	301	3 40	)日	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	7異常 ▽羽 (	事象	発生(タ 生の半 令却系	外部 間断 系の強 設備の	電源喪 輸循現 強制循現	夫) 電冷却 5環冷:	及び 卸失敗	;)					
	当直長		·運転操作指揮													
	運転員A	1	・原子炉スクラム確認													<ul> <li>「電源喪失」による原子炉保護</li> <li>系(スクラム)動作を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>事故発生の判断</li> </ul>													<ul> <li>1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。</li> <li>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷防止措置	運転員B、C	2	<ul> <li>自然循環移行</li> </ul>													<ul> <li>1次主冷却系(自然循環)、2</li> <li>次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。</li> </ul>
a a fai fana	運転員D、E	2	<ul> <li>・強制循環冷却機能喪失の原因調査・復旧</li> </ul>												I T	<ul> <li>・強制循環冷却機能喪失の原因を 調査し、その復旧に努める。</li> </ul>

第4.3.3.12.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

第4.2.10.1図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要(省略)





・炉出力 二流量 料最高温度 夏管最高温度 印材最高温度 ・炉容器入口冷却材温度 ・炉容器出口冷却材温度
──被覆管最高温度
冷却材最高温度 
··
2器入口冷却材温度
/ 炉心流量 
間 (min )
環冷却失敗の重畳事故
-

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
. <u>2.9</u> 2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故	4. <u>3.3.13</u> 2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事
(1)事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本
2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る	において炉心の冷却機能が喪失することから、炉心の
可能性がある。したがって、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故では、健全	可能性がある。
なループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風により原子	本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相の
炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を防止する。	とから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊
	受動的安全特性を活用した信頼性の高い炉心損傷防止
	置が機能しないことを仮定した場合でも、2次冷却材
	故の特徴から、炉心の昇温等の事象進展は緩慢となる
	は通常運転時からの継続とし、信頼性の高い措置とす
	<u>え、</u> 冷却のための措置は手動でも操作等が実施できる
	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
	び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風
	し、炉心の著しい損傷を防止する。
1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比べて信頼	1ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統
性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「4.1 多量の放射性物質等を放出する	性が極めて高く、失敗することは考えられないが、「
おそれのある事故の想定の基本的な考え方」において示した安全容器の機能も踏まえた格納	おそれのある事故の想定の基本的な考え方」において
容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らかの原因で自然循環に期待できない場合	容器破損防止措置の頑健性を確認するために、何らか
を仮定する。	を仮定する。
この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子炉容器外に冷却材(ナトリウム)や <u>放</u>	この場合、炉心の著しい損傷に至ることから、原子
<u>射性物質等(溶融炉心物質を含む。)</u> が流出したものとして、安全容器にて、流出した冷却	<u>傷炉心物質</u> が流出したものとして、安全容器にて、流
材や <u>放射性物質等</u> を保持し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と生体遮へい体	し、コンクリート遮へい体冷却系により、安全容器と
(コンクリート遮へい体)のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した <u>放射性</u>	体)のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて
物質等を冷却する措置を講じることで格納容器の破損を防止する。	を講じる <u>。本措置により、原子炉容器破損後の格納容</u>
	<u>トとの相互作用を回避する</u> ことで格納容器の破損を防
さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提としていることを踏まえ、炉心が溶融する	さらに、ここでは、炉心冷却機能の喪失を前提とし
過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、原子炉冷却材バウンダリが高圧になる	過程で、炉心が露出するまでに冷却材の蒸発が生じ、
ことを想定し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止す	ことを想定し、 <u>1次アルゴンガス系に安全板を設置す</u>
るため、1次アルゴンガス系に安全板を設置し、原子炉冷却材バウンダリの過圧を防止する	炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の過圧を防止す
措置を講じる。また、断熱材及びヒートシンク材により、安全板から流出するナトリウムに	下)の床面に断熱材及びヒートシンク材を設置するこ
よる熱的影響を緩和する措置を講じる。	ウムによる熱的影響を緩和する措置を講じる。
2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
器破損防止措置の対応手順の概要を第4.2.9.1図に示す。本事象において、多量の放射性物	器破損防止措置の対応手順の概要を第4.3.3.13.1図に
質等を放出するおそれのある事故への移行は、1次主冷却系及び補助冷却設備の強制循環冷	て、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故
却失敗を起点とする。	却設備の強制循環冷却失敗を起点とする。
(3) 恒心捐復防止措置及75枚纳茨哭破捐防止措置	(2) 后心指復防止世界及7%放纳容哭破捐防止世界

事故

本的な考え方

なでは、原子炉自動停止後の崩壊熱除去 つ露出によって炉心の著しい損傷に至る

ウナトリウムを冷却材に使用しているこ
 (熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、)
 :措置を講じる。また、炉心損傷防止措
 (清えい及び強制循環冷却失敗の重畳事)
 (か、冷却のための措置は、自動起動又)
 (つる) なお、これらの余裕時間を踏ま
 (うものとする)

なでは、健全なループの1次主冷却系及 風により原子炉停止後の崩壊熱を除去

たの動的機器を要する措置と比べて信頼 「4.<u>2</u> 多量の放射性物質等を放出する に示した安全容器の機能も踏まえた格納 いの原因で自然循環に期待できない場合

ゲ炉容器外に冷却材(ナトリウム)や<u>損</u> 活出した冷却材や<u>損傷炉心物質</u>を保持 生体遮へい体(コンクリート遮へい て保持した<u>損傷炉心物質</u>を冷却する措置 経路底部での損傷炉心物質とコンクリー ち止する。

レていることを踏まえ、炉心が溶融する 原子炉冷却材バウンダリが高圧になる -ることにより、主中間熱交換器の原子 -る措置を講じる。また、<u>格納容器(床</u> ことにより、安全板から流出するナトリ

なにおける炉心損傷防止措置及び格納容 ニ示す。本<u>評価事故シーケンス</u>におい なへの移行は、1次主冷却系及び補助冷

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
(省略)	(変更なし)
(ii)格納容器破損防止措置	(ii)格納容器破損防止措置
2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故において、格納容器の破損を防止する	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
ための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、	ための措置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的
これらの措置を適切に組み合わせるものとする。	これらの措置を適切に組み合わせるものとする。
a.原子炉容器外に流出した冷却材や <u>放射性物質等</u> を保持するため、安全容器を整備する。	a.原子炉容器外に流出した冷却材や <u>損傷炉心物質</u>
b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガスを通気し、安全容器内にて保持した <u>放</u>	b. 安全容器と生体遮へい体のギャップに窒素ガス
<u>射性物質等</u> を冷却するため、コンクリート遮へい体冷却系を整備する。	<u>傷炉心物質</u> を冷却するため、コンクリート遮~
c. $\sim$ f.	c. $\sim$ f.
(省略)	(変更なし)
(ⅲ) その他	(ⅲ) その他
(省略)	(変更なし)
(4) 資機材	(4) 資機材
2 次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
器破損防止措置に使用する設備等を第4.2.9.1表に示す。これらの設備等は、基準地震動に	器破損防止措置に使用する設備等を第4.3.3.13.1表及
よる地震力に対して機能を喪失しないように整備する。	備等は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉
	等を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定
(5) 作業と所要時間	<ul><li>(5) 作業と所要時間</li></ul>
2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故における炉心損傷防止措置及び格納容	2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故
器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.2.9.2表に示す。	器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間を第4.3.3
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置
	要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必
	置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐してい
	物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉
	当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保
	ある。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するた
	原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。
(6) 措置の有効性評価	<ul> <li>(6) 措置の有効性評価</li> </ul>
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	i) 基本ケース
a. 解析条件	
計算コードSuper-COPDにより解析する。	計算コードSuper-COPDにより解れ
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。	主要な解析条件を以下に示す。
	1) 原子炉出力の初期値を定格出力とすろ また
	ホットレグ温度を 456℃. コールドレグ温度
	値を定格流量とすろ
	2) 燃料ペレットー被覆管間隙のギャップ執伝
i)原子炉保護系の特性は プロヤス量の計測調差を考慮したいことを除き 「1	

なにおいて、格納容器の破損を防止する つとする。なお、事故の状況に応じて、

<u>賃</u>を保持するため、安全容器を整備する。 スを通気し、安全容器内にて保持した<u>損</u> へい体冷却系を整備する。

 (における炉心損傷防止措置及び格納容 、び第4.3.3.13.2表に示す。これらの設 5の附属施設 10.11多量の放射性物質 どめる設計方針に基づき整備する。

(における炉心損傷防止措置及び格納容 3.13.3表及び第4.3.3.13.4表に示す。 一項目、各措置の所要時間を含めた必 要な要員は6名、格納容器破損防止措 いる運転員6名(「核原料物質、核燃料 「施設保安規定において、中央制御室に 保することを定める。)で対処可能で ため、大洗研究所内の他の試験研究用等 。

析する。本<u>評価事故シーケンス</u>に対する <u>
と、1次主冷却系の温度の初期値として、</u> 度を 350℃、1次主冷却系の流量の初期 <u>
達率は、0.7W/cm²℃とする。</u> 誤差を考慮しないことを除き、「<u>添付書</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。	<u>類10</u> 1.3.2 原子炉保護系の特性」と同一とする。
<u>ii</u> )ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支	<u>4</u> ) ドップラ係数、燃料温度係数、冷却材温度係数、構造材温度係数及び炉心支持板温
持板温度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。	度係数にはノミナル値(最適評価値)を用いる。
<u>iii</u> )原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉ト	<u>5</u> ) 原子炉の自動停止は「原子炉入口冷却材温度高」によるものとし、原子炉トリップ
リップ設定値は 365℃、応答時間は 0.4 秒とする。	設定値は365℃、応答時間は0.4秒とする。
	<u>6) 原子炉保護系の動作により主炉停止系の制御棒が所定の速度で急速挿入されるもの</u>
	とし、負の反応度を 7.1%△k/k とする。また、解析では、制御棒の落下速度につい
	て、制御棒保持電磁石励磁断から制御棒反応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒
	とする。
<u>iv</u> )原子炉の停止後、2 ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運	<u>7</u> )原子炉の停止後、2ループの1次主循環ポンプのポニーモータによる低速運転への
転への <u>引継ぎ</u> 及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に	<u>引き継ぎ</u> 及び補助冷却設備の起動に失敗し、1次主冷却系は自然循環に移行するも
移行するものとする。	のとする。
<u>v</u> )原子炉冷却材温度の上昇を高めに評価するため、破損が生じたループは主中	8) <u>1 ループの2次主冷却系においてナトリウムの漏えいが生じたとし、</u> 原子炉冷却
間熱交換器の2次側の除熱能力の完全喪失を仮定する。	材温度の上昇を高めに評価するため、破損が生じたループは主中間熱交換器の2次
	側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、ナトリウムの漏えいにより、2次主循
	環ポンプがトリップする可能性があるため、漏えいの発生と同時に2次主循環ポン
	<u>プをトリップさせ、インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプもトリ</u>
	<u>ップさせるが、解析の目的を踏まえ「2次冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は</u>
	考慮しないものとする。この場合のプラント状態は、健全な1ループによる自然循
	<u>環冷却である</u> 。
<u>vi</u> )措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	<u>9</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。
<u>vii</u> )崩壊熱はノミナル値(最適評価値)を用いる。	<u>10</u> )崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃焼度に到達する保守的な想定として
	<u>計算した</u> ノミナル値(最適評価値)を用いる。
b. 解析結果	b. 解析結果
解析結果を第4.2.9.2図に示す。1ループの自然循環による冷却により崩壊熱は安	解析結果を第4.3.3.13.2 図に示す。
定的に除去され、炉心の被覆管最高温度は約750℃であり、熱設計基準値に対しても	<u>1 ループでの2次冷却材の漏えいと同時に2次主循環ポンプのトリップを仮定し、</u>
十分に余裕がある。また、炉心の冷却材最高温度は約750℃であり、冷却材温度は沸	相互インターロックにより他の1ループの2次主循環ポンプがトリップするため、2
点に達しない。	<u>次冷却材流量が低下する。また、2次主循環ポンプのトリップによるインターロック</u>
	により、全ての主冷却機の主送風機が停止し、主冷却器出ロナトリウム温度の制御は、
	停止時の制御モードに切り替わる。
	2次冷却材が漏えいしたループは主中間熱交換器の除熱能力の完全喪失を仮定する
	<u>とともに、他の1ループは2次冷却材流量の低下とともに主中間熱交換器での除熱量</u>
	が減少するため、両ループの1次主冷却系のコールドレグの温度が上昇し、2次冷却
	材が漏えいしたループにおいて約18秒で「原子炉入口冷却材温度高」の設定値である
	<u>365℃に到達し、原子炉トリップ信号が発せられ、主炉停止系の制御棒が所定の速度で</u>
	<u>急速挿入される。また、原子炉スクラム信号の発信により、両ループの1次主循環ポ</u>
	<u>ンプの主電動機がトリップし、1次主循環ポンプのポニーモータ運転への引き継ぎに</u>
	<u>失敗し、補助冷却設備の起動にも失敗するため、1次主冷却系は自然循環に移行する。</u>
	<u>その際に被覆管温度及び炉心冷却材温度は、いったん上昇するが、自然循環流量が安</u>

ーとする。
係数、構造材温度係数及び炉心支持板温
いる。
度高」によるものとし、原子炉トリップ
0
御棒が所定の速度で急速挿入されるもの
た、解析では、制御棒の落下速度につい
応度価値 90%挿入までの時間を 0.8 秒
ンプのポニーモータによる低速運転への
、1次主冷却系は自然循環に移行するも
<u>ウムの漏えいが生じたとし、</u> 原子炉冷却
が生じたループは主中間熱交換器の2次
、ナトリウムの漏えいにより、2次主循
、漏えいの発生と同時に2次主循環ポン
他の1ループの2次主循環ポンプもトリ
冷却材流量低」の原子炉トリップ信号は
ト状態は、健全な1ループによる自然循
しない。
均燃焼度に到達する保守的な想定として
る。
2次主循環ポンプのトリップを仮定し、
次主循環ポンプがトリップするため、2
ポンプのトリップによるインターロック
主冷却器出ロナトリウム温度の制御は、
交換器の除熱能力の完全喪失を仮定する
低下とともに主中間熱交換器での除熱量

<ul> <li>二したさま、現象知識素に生いななとなて イントラップボウエリ国家で勉強で加強した。 用子 になったまたした。 「なったまなた」と思した。 「なったまなた」 にしてする。以降は、実営にはて近の感知 感知識を知識していたでする。」 にしてする。以降は、実営にはて近の感知 感知素を知られていたです。 としたのでのであり、計画に見る情報です。 ここではまたで、 にしてする。」 にしてする。」 にしてする。」 のないでであり、計画に見る情報です。 ので、 とうにのでので、 たちに着着出したな相当な、 していての形成になれる。</li> <li>こことのなどので、 にしたり、クス治療が構成といなの法感勉強者は欠いのでまた。 ので、 につての形成になれる。</li> <li>こことのなどので、 にしていての形成になれる。 こことでは、 たちに着着出したな相当な、 につての形成になれる。</li> <li>こことのなどので、 にしたり、クス治療が指摘といなの法感も確認していか。 ので、 たちでの着出したな相当な。 ので、 たちでの着出していたる。 ここでは、 たちでの着出していた。 ここでは、 たちでのであいたしてに、 本ののであたしてには、 本の意味がからくななどであるたいでので、 たちでのであいたしてには、 本の意味があたしていた。 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためのでは、 たちでのためのでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためので、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためのでは、 たちでのためのでは、 たちでのためのでは、 たちでのためでは、 たちでのためででは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのためでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのためでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのででは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのででは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのででは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのででは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのででは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのででは、 たちでのでは、 たちでのでは、 たちでのでのでは、 たちでのでででは、 たちでのででは、 たちでのででは、 たちでのででは、 たちでのでででは、 たちでのででは、 たちでのででは、 たちでのででは、 たちでのででででは、 たちでのでででででいていためでででは、 たちでででででは、 たちでのでででは、 たちでのでででででは、 たちでででは、 たちでのでででは、 たちででででは、 たちでのでででは、 たちでででででは、 たちでででででは、 たちでででででは、 たちででででででは、 たちでででででは、 たちででででは、 たちでのででは、 たちでででは、 たちででででは、 たちででででは、 たちでででは、 たちででででは、 たちでででは、 たちででは、 たちでででは、 たちでででででは、 たちでででは、 たちでででは、 たちでででででは、 たちでででででは、 たちででででは、 たちでででは、 たちでででででは、 たちでででででででいていていででででででででででいていていていていでででででででで</li></ul>	変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<ul> <li>デビトリップ内の日本の設置を取りため出しているのです。</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りため出しているのです。</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りため出しているのです。</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジトリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジードリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジードリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジードリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジードリップ内の日本の設置を取りために、</li> <li>デジードリップ内の日本の認定を取りために、</li> <li>デジードリックの特徴を取りために、</li> <li>デジードリックの特徴を取りために、</li> <li>デジードリックの特徴を取りために、</li> <li>デジードリックの特徴を取りための認定を取りために、</li> <li>デジードリックの特徴を取りための認定を取りために、</li> <li>デジードリックの特徴を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りための認定を取りためのの認定を取りための認定を取りための認定を取りためのの認定を取りための認定を取りためのの認定を取りための認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためののの認定を取りためののの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためのの認定を取りためののの認定を取りためののの認定を取りためののののののののののののののののののにためのののののののののにためのののののののの</li></ul>		定した後は、崩壊熱の減衰に伴い徐々に低下
<ul> <li>二日本により、シスホ油財務えい及び強制経営売却ための電量事故と認定してもいたの客しい 現には行けされる。</li> <li>二日本の大阪の加速などの支援したした。</li> <li>二日本においる度量がつく知道などのため、</li> <li>二日本に知るの大阪の加速などの支援したが、</li> <li>二日本に知るの大阪の加速などのため、</li> <li>二日本に知るの大阪の加速などのため、</li> <li>二日本に知るの大阪の加速などのため、</li> <li>二日本に知るの大阪の加速などのため、</li> <li>二日本に知るの加速などのため、</li> <li>二日本に知るの加速などのため、</li> <li>二日本にないためであり、</li> <li>二日本にないためであり、</li> <li>二日本に知るの加速などのため、</li> <li>二日本にないためであり、</li> <li>二日本の大阪の加速などのため、</li> <li>二日本の大阪の加速などのためであり、</li> <li>二日本にないためであり、</li> <li>二日本の大阪の加速などのため、</li> <li>二日本の大阪の加速などのため、</li> <li>二日本のためであり、</li> <li>二日本のためであり、</li> <li>二日本のため、</li> /ul>		子炉トリップ前の主中間熱交換器 1 次側出口
<ul> <li>2 学会会会へたこと見い返こさら、また、選手 1 予測 料道とつと見なご思想の準要選び構造選手とない。 2 話に立て、以降に、支払に気がついた場合 素情震電圧に、活用したいと見をすぎり 要性 最高温度とないからし見をすぎり 要性 最高温度とないからしませますが。 要性 のので、気が使いた見ついた場合 実施における感覚からし、日本すぎか、 2 かられれえ高高度はない、ため、日本すぎか、 2 かられれえ高高度はない、ため、日本すぎか、 2 かられれえ高高度にない、ため、日本すぎか、 2 かられれえ高度でのの自動をす またし、2 かられれえ高度でのの自動をす またし、2 かられれない、このであの自動をす 度になるたまれたる。</li> <li>3 不必なたの認識で価 要ないない、こったか、ここでは想要要求のかまた。 2 かられたいたい、こったか、ここでは想要要求の を知道ので、気がたいた。 2 かられたいたいため、ここでは想要要求の たいため、2 かられたいたい、ここでは認要要求の たいため、2 かられたいたい、ここでは認要で 2 からなたいたいため、ここでは認要で 2 からなためたいたい、ここでは認要で 2 からなためたいたいたいため、 2 からなたいたいため、ここでは認要で 2 からなためたいたいたいたいたい。 2 からなためたいたいたいたいたい、2 からなたたる、 2 からなためたいたいたいたい、2 からなたいたいたいたい、2 かられたいため、 2 かられたいたいたいたいたい、2 かられたいため、 2 かられたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたい</li></ul>		原子炉トリップ後の温度降下の影響が時間遅
<ul> <li>二合粧式度度の上見の登望の出現されたし。</li> <li>二と広てする、以降は、安定で原子がの以渡る 総計意本語度は、安定で原子がの以渡る 必要なないためり、準備度も注意して、1/21 とも認知でののでかり、工作使用ないたないないなが非常常も認定がったります。</li> <li>ストレリ、2次合わ時構えいないなが非常常も如大切の意味事故を必定しても好たの考しい 現俗は防止される。</li> <li>ストレリ、2次合わ時構えいないな動物常常も如大切の意味事故を必定しても好たの考しい</li> <li>ストレリ、2次合わ時構えいないな動物常常も如大切の意味事故を必定しても好たの考しい</li> <li>ストレリ、2次合わ時構えたいないな動物常常も如大切の意味事故を必定しても好たの考しい</li> <li>ストレリ、2次合わ時構えたいないな動物常常も如大切の意味事故を必定しても好たので、</li> <li>ストレリ、2次合わ時構えたいないな動物常常も加大切の意味事なたの方としても少ないの事故ので、</li> <li>ストレリ、2次合わ時構成にはないための構成していたい。</li> <li>ストレリ、2次合わ時構成にないては、気喘していたいでないため、</li> <li>ストレリンの表示を使用したのの情報にないては、気喘していたいたいでは、気喘したいていたいたいたいたいたいたい、</li> <li>ストレリンのたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたいたい</li></ul>		プ後も緩やかに上昇し低下する。また、原子
<ul> <li>         はたちる、辺路は、空気に電子理の支援総合 となどである、辺路は、空気に電子理の支援総合 となどの発見された。ことでは、 をなどの発見した。ことでは、 をなどの発見した。ことでは、 をなどの発見した。ことでは、 などのできか。発生でして、 のので、 のたき電気になどの対し着点ない。ことでは、 などのできか。発生でした。 などのできか。それの声が開催 ので、 のたき電気になどのできい、 などのできか。それの声が開催 ので、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 のたで、 ので、 ので、 のでで、 ので、 のでで、 のでで、 のでで、 のでで、 のででで、 ののでで、 のでで、</li></ul>		口冷却材温度の上昇の影響が時間遅れを持っ
<ul> <li></li></ul>		に低下する。以降は、安定に原子炉の崩壊熱
<ul> <li>構成も温度及び合理対応含温度は、1まま とした約700℃あり、運動面目を読まする</li> <li>期間中の環境なのシリーブラあ分数のの効果 実際における被覆管のクリーブラあ分数のの効果 実際における被覆管のクリーブラあ分数のの効果 実際における被覆管のクリーブラあ分数のの効果 実際における被覆管のクリーブラあ分数のの効果 実際における被覆管のクリーブラあ分数のの効果 実際における被覆管のクリーブラあ分数のの効果 支援を認識性的 mot, 原子や容易入い合理 となどになっております。(1)の 3 度子の容差型に自然現実す。(1)の 3 度子の容差型に自然現実でしており、 以上より、2次治対構成に及び強制体構 でしたしてものになってたい意味 していてないたいための、ここでは時間を発の 金属したおけるの特徴における不確 をないてないたちたろ。</li> <li>ジーズ電子からの皆層における不確 のとないてものが、このため、ここでは時間を発の 金属などのなどをなられるためを提供した。</li> <li>ジーズのための指定における不確 のとないための指定において、原則としてへの のとなったるとなられるの指定が、 ため、合が性質にないです。原則としてへの のとなったるたちなられるのなどのです。</li> <li>ジーズのようなの高い変更のな効果素 てたための高いためで、原則としてへの のため、ここではためです。</li> <li>ジーズの高いですのなどないた ため、合が性質にないです。原則としてへの のなどなられる。</li> <li>ジーズの高いですのなどないた ため、合が性質にないです。原則に対応のないため、 などなられるためです。</li> <li>ジーズの高いですのなどないた ため、その性質にないです。</li> <li>ジーズの高いですのなどないたいため、 のためになっためでなられるためで、</li> <li>ジーズの高いですのなどないた ため、その性質にないです。</li> <li>ジーズの高いです。</li> <li>ジーズの高いでする。</li> <li>ジーズの高いでするの高いです。</li> <li>ジーズの高いでする</li> <li></li></ul>		燃料最高温度は、初期値から上昇せず約1
<ul> <li>とちに知るのできかり、野鹿田日を補足する 度用の必要電空のショーブ寿命の数化の必要 定知にまけてきる暖香のクリーブ寿命の数化の必要 しの)との合われ、数計上の制態値(10.0% 原子型容量口にお財塩度(自然電量ルー 長部進度は300℃、原子型容量へに冷却対 電子型の自動が単 してしたり、2次冷却対視えい及び強制機構合的失敗の電量事故を想定しても厚心の等しい 満場は防止される。</li> <li>以上まり、2次冷却対視えい及び強制機構合的失敗の電量事故を想定しても厚心の等しい 満して低しば防止される。</li> <li>ア確かさの影響評価 空に現場防止性型の雪気性理難におしる性感 電量などのクリンスに対応するなのが推測におしる構造 電量などのクリンスに対応するなのが推測におしる構造 電量などのクリンスに対応するなのが推測におしる構造 電量などのクリンスに対応するなのが推測におしる。</li> <li>ア確かさの影響評価 空に見る不能かえる支援にてものの新聞におし、 電性的なられる。</li> <li>ア確かさの影響評価 空に見る不能かえるなきまとしては一般な速度に有 に対するな部が小なくなると考えられる機能の なくなると考えられるの報題においては、 原告のの変量が不確かさたになって なるがか小なくなると考えられる問題を なるが可能をするなどの高い固有の安全性を有 てたがったるなどの含い回行の安全性を有 てため、一般が生きなことにも可能 思想を知られるといては、 見たり、2次の対視点においては、 原告のなどでなったいでは、 にないては、 になったなるとのですかでのご ため、有効性型においては、 原目においては、 に見たったなどのでありまで、 なるなどのなるとしては、 なるがなかなくなると考えられる問題とい して、 こででは、 たてなるのが指定においては、 に見たったなどのでかり、 になるなどでなっため、 して、 になるなどのかれては、 になったなることには可能 なるなどのかいでは、 になったなることでは になったなることには、 なるなどでなっためでは、 たて、 なるなどでは、 たてできかのでかいでか。 こででは して、 たて、 などののでかかですで、 になったなるででなかのでは たたののでかかでは、 になったなることでは でたののであかたてたまです。 でたいでなかかでは、 になったなるためでなることでは になったなることでは なるなどのでなったなることでは たなるなどでする。 して、 でなったなるためでは でするなどのでなかのでは たたいでする。 して、 でするなどのかでする。 になってためのです。 になってためですることでは でなったなることでは でなったなることでは でなったなることでは でなったなることでは でなったなることでは でなったなることでは でなたまなることでは でなったなることでする でなったなることです。 でするなどのででなったなることでする でなったなることでする でなったなることでする でなったなるためでするたなることです。 でなったなることの でなったなることでする でなったなることでする でするなどのでなったなることでする でするたるなどのでする。 でするなどのでするたまることでする でするなどのでするたまることでする でするたまることでする でするなどのでするたるでする。 してたるででするためでする。 でするたまるたまるでする。 でするなるなどのでする。 でするなどでする。 でするなどのでするですることのでする でするなどでする。 でするなどでするためでするでする。 でするなどでする。 でするなどでする。 でするなどのでする。 でするためですることのでする。 でするためでするためでする。 でするなどでする。 でするたるたるたまることのでする。 でするためでする。 でするためでする。 でするなどでする。 でするためでする。 でするたるでする。 でするなどでする。 でするなどでする。 でするなどでする。 でするたてするためでする。 でするなどでする。 でするなどでする。 でするたてきる。 でするたてきるでする。 でするなどでする。 でするなどでする。 でするたてきる。 でするたてるためでする。 でするたてきるたでする。 でするたてるたまるでする。 でするたてたまるでする。 でするたてまるででる。 でするでするたるでする。 でするたてるでする。 でするでするたてするでする。 です</li></ul>		覆管最高温度及び冷却材最高温度は、1次主
<ul> <li>期間中の被爆管のクリーブ寿命分数和の先く支助における機管のクリーブ寿命分数和の先く支助における機管でのクリーブ寿命分数和1</li> <li>0.2)との合計は、設計上の割賬値(1.0)3</li> <li>2.2)との合計は、設計上の割賬値(1.0)3</li> <li>原子(小室器)(11)(14)(14)(14)(14)(14)(14)(14)(14)(14</li></ul>		ともに約 750℃であり、評価項目を満足する
<ul> <li>         は広告したので、「「「「「「」」」」」、「「「」」」」、「「「」」」」、「「」」」、「「」」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」」、「」、「</li></ul>		期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増先
9.2)との合計は、成計上の制版値(1,0)名 広々を変型出口売去を進度(1余裕理へ) 最高温度に約400℃、原子伊容器入口冷却) 屋(かドレップ信号による原子がの自動時) 屋(かドレップ信号による原子がの自動時) 屋(かドレップ信号による原子がの自動時) 屋(加ドレップ信号による原子がの自動時) 屋(加ドレップ信号による原子がの自動時) 屋(加ドレップ信号による原子のの自動時) 屋(加ドレップ信号による原子のの自動時) 屋(加ドレップ信号による原子のの自動時) 屋(加ドレッズ信号によるのが、このため、ここでは難写会作の) 毎年数シーケンスに対処するための情況におい 強忙に塗る不能からを考慮するを要はない。 留正数小をなすることでは難写会作の) 毎年数シーケンスに対処するための情況におい 強忙に塗る不能からを考慮するを要はない。           11)         イ産からの影響なたい。           第11)         第11)           第11)        第11)		末期における被覆管のクリープ寿命分数和と
原子が容認出口治男知識度(自然確理ルー		0.2) との合計は、設計上の制限値(1.0)を
<ul> <li></li></ul>		原子炉容器出口冷却材温度(自然循環ルー
原子伊下リップ信号による原子炉の自動停止 通道社参議定する。           以上より、2次冷却材満えい及び強制獲備冷却失敗の重量事故を想定しても炉心の著しい 損傷は防止される。           道道社参議定する。           以上より、2次冷却材満えい及び強制獲備冷却失敗の重量事故を想定しても炉心の著しい 損傷は防止される。           道工人電力で登録した。           第二小項集は防止される。           1) 不強かさの影響評価 炉心損傷防止措置の有効性評価における不確 影響たいたい、このため、ここでは解除条件の 価重数シーケンスに対処するための設置におい、 操作医場る不確かさをしては、事象進度に有 に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱 入口冷却材温度高」の改定値の不確かさとしては、事象進度に有 に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱 入口冷却材温度高」の改定値の不確かさとしては、 事を取得なるが多く、計画値に対して安全余裕を加 プ信をである1原子炉入口冷却材温度高」の改定値を高く とする。           単控提生を第4.3.3.13.3回に示す_ 「原子炉入口冷却材温度高」の改定値を高く		最高温度は約460℃、原子炉容器入口冷却材
以上より、2次冷却材漏えい及び強制薄漆冷却失敗の重量事故を想定しても炉心の著しい 損傷は防止される。         近上より、2次冷却材漏えい及び強制薄漆冷却失敗の重量事故を想定しても炉心の著しい 以上より、2次冷却材漏えい及び強制薄漆 者しい損傷は防止される。           1) 不確かさの影響評価         逆心損傷防止措置の有効性評価における不通 影響は小さい、このため、ここでは解析条件の 価単数シーケンスに対処するための措置におい 操作に係る不確かさを考慮する必要はない。           20 利用         通貨を満加止措置の有効性評価における不通 影響は小さい、このため、ここでは解析条件の           20 利用         通貨を満加する。           20 利用         通貨を満立っための措置におい 操作を係る不確かさを考慮する必要度はない。           21 利用         空心損傷防止措置の有効性評価における不通 影響は小さい、このため、ここでは解析条件の           22 利用         の設定値の不確かさとしては、事象進悪に有 に対する余額が小さくなると考えられる崩壊離 人口冷却対温度高」の設定値の方面の安全性を有 不確かさの影響は小さく、評価項目に対してなう の影響を評価する。           22 利用         の設定値を有するなどの高い固有の安全性を有 不確かさの影響は小さく、活動したがです。           22 小性を有するなどの高い固有の安全性を有 不確かさの影響は小さく、これもそ組み合わせることは過度に が、ここでは、あえて重要させることにより不 崩壊激は、最高評価値に対して安全余裕を1 プ信号である「原子伊、口冷却材温度高」の設定価を高く           21 「信号である」「原子伊、口冷却材温度高」の設定価を高く		原子炉トリップ信号による原子炉の自動停止
以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重量事故を想定しても炉心の著しい 損傷は防止される。 以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重量事故を想定しても炉心の著しい 損傷は防止される。 (1)不確かさの影響計価 炉心損傷防止措置の有効性評価における不確 影響は小さい、このため、ここでは射振条件の 価事故シーケンスに対処するための措置におい 操作に係る不確かさを考慮する必要はない、 解析条件の不確かさとしては、事象違規に有 に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱 入口冷却材温度高」の設定傾の不確かさに係る 響な評価する。他力、「常価」においては、原則としてパラ の影響を評価する。他力、「常価」においる。 2)の特性を有するなどの高い固有の安全性を有 不確かさの影響は小なく、評価項目に対してなうな差を加い 方にこれらを組み合わせることは過度に が、ここでは、あえて重要させることにより不 崩壊熱は、最端評価値におして安全な発を10 プ情をする。「」の設定値を高」の設定 が、ここでは、あえて重要させることにより不 崩壊熱は、最端評価値におして安全全発を10 プ情をなる。「」の設定値を高」の設定 という。 解析素件を含ま <u>る、13.3.3回に示す。</u> 「原子炉入口冷却材温度高」の設定		価項目を満足する。
祖傷は防止される。     著しい損傷は防止される。       山) 不確かさの影響好価	以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の著しい	以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環
<u>i</u> ) 不確かさの影響評価           「空心損傷防止措置の有効性評価における不確           影響は小さい。このため、ここでは解析条件の           価事故シーケンスに対処するための措置におい           操作に係る不確かさを考慮する必要はない。           解析条件の不確かさとしては、事象進展に有           に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱           入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る           響を評価する。           なお、各解析条件に係るパラメータが互いに           ため、有効性評価においては、原則としてパラ           の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能           ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有           不確かさの影響症小さく、評価項目に対してある           るようにこれらを組み合わせることに追慮に           が、ここでは、あえて重量させることにより不           崩壊熟は、最適評価に対して安全余裕を10           プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く           上する。           解析読品なりて安全余裕を10           プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定           上する。           「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く	損傷は防止される。	著しい損傷は防止される。
炉心損傷防止措置の有効性評価における不確           影響は小さい。このため、ここでは解析条件の           価重数シーケンスに対処するための措置におい           操作に係る不確かさと考慮する必要はない。           解析条件の不確かさと考慮する必要はない。           解析条件の不確かさと考えられる崩壊熱           入口治却材温度高」の設定値の不確かさに係る           響を評価する。           なお、各解析条件に係るパラメータが互いに           ため、有効性評価においては、原則としてパラ           の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却確           ッと特性を有するなどの高い固有の安全性を有           不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても           のようにこれらを組み合わせることは過度に           が、ここでは、あえて重畳きせることにより不           崩壊強は、最適評価値に対して安全余裕を10           プ信号である「原子伊人口冷却材温度高」の設定           上する。           解析器楽を第 4.3.3.13.3 図に示す。           「原子伊入口冷却材温度高」の設定値を高く		<u>ii) 不確かさの影響評価</u>
<ul> <li>影響は小さい。このため、ここでは解析条件の 価事故シーケンスに対処するための措置におい 操作に係る不確かさを考慮する必要はない。</li> <li>解析条件の不確かさをとては、事象進展に有 に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱 入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る</li> <li>響を評価する。</li> <li>なお、各解析条件に係るパラメータが互いに ため、有効性評価においては、原則としてパラ の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能 ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有 不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても るようにこれらを組み合わせることは過度に{</li> <li>が、ここでは、あえて重畳させることにより不 崩壊熟は、最適評価値に対して安全余裕を10 ブ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く</li> <li>解析結果を第4.3.3.13.3回に示す。</li> <li>「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く</li> </ul>		<u>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確</u>
価事故シーケンスに対処するための措置におい 操作に係る不確かさを考慮する必要はない。           解析条件の不確かさをしては、事象進展に有 に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱 人口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る 響を評価する。           変お、各解析条件に係るパラメータが互いに ため、有効性評価においては、原則としてパラ の影響を評価する。他方、常陽」は炉心冷却構 ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有 不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても るようにこれらを組み合わせることは通度に行 が、ここでは、あえて重畳させることは通度に行 が、ここでは、あえて重畳させることにより不 加壊熟は、最適評価値に対して安全余裕を10 プ信号である「原子炉人口冷却材温度高」の設定値を高く           解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。           「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		影響は小さい。このため、ここでは解析条件の
操作に係る不確かさを考慮する必要はない。           解析条件の不確かさとしては、事象進展に有           に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱           入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る           翌を評価する。           なお、各解析条件に係るパラメークが互いに           ため、有効性評価においては、原則としてパラ           の影響を評価する。           の影響を評価する。           なお、各解析条件に係るパラメークが互いに           ため、有効性評価においては、原則としてパラ           の影響を評価する。           の影響を評価する。           のと考していて、           ため、有効性評価においては、原則としてパラ           の影響を評価するなどの高い固有の安全性を有           不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても           るようにこれらを組み合わせることは過度に           が、ここでは、あえて重量きせることにより不           崩壊激は、最適評価値に対して安全余裕を10           プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定           とする。           解析結果を第 4.3.3.13.3 図に示す。           「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		価事故シーケンスに対処するための措置におい
解析条件の不確かさとしては、事象進展に有           に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱           入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る           響を評価する。           なお、各解析条件に係るパラメータが互いに           ため、有効性評価においては、原則としてパラ           の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却縮           ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有           不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても           るようにこれらを組み合わせることは過度に付           が、ここでは、あえて重畳させることにより不           崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10           プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く           上する。           解析結果を第4.3.3.13.3回に示す。           「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		操作に係る不確かさを考慮する必要はない。
に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱         入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る         響を評価する。         なお、各解析条件に係るパラメータが互いに         ため、有効性評価においては、原則としてパラ         の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却館         ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に付         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熟は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		解析条件の不確かさとしては、事象進展に有
入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る         響を評価する。         なお、各解析条件に係るパラメータが互いに         ため、有効性評価においては、原則としてパラ         の影響を評価する。他方、「常傷」は炉心冷却鏡         ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に行         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		に対する余裕が小さくなると考えられる崩壊熱
響を評価する。         なお、各解析条件に係るパラメータが互いに         ため、有効性評価においては、原則としてパラ         の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能         ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に行         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         ブ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		<u>入口冷却材温度高」の設定値の不確かさに係る</u>
なお、各解析条件に係るパラメータが互いに         ため、有効性評価においては、原則としてパラ         の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却離         ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に行         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を100         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		響を評価する。
ため、有効性評価においては、原則としてパラ         の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却館         ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に存         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		なお、各解析条件に係るパラメータが互いに
の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能         ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に付         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		ため、有効性評価においては、原則としてパラ
ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有         不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても         るようにこれらを組み合わせることは過度に何         が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		の影響を評価する。他方、「常陽」は炉心冷却能
不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても るようにこれらを組み合わせることは過度に何 が、ここでは、あえて重畳させることにより不 崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10 プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定 とする。 解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。 「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		<u>ック特性を有するなどの高い固有の安全性を有</u>
		不確かさの影響は小さく、評価項目に対しても
が、ここでは、あえて重畳させることにより不         崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		るようにこれらを組み合わせることは過度に低
崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10         プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		が、ここでは、あえて重畳させることにより不
プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定         とする。         解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。         「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		崩壊熱は、最適評価値に対して安全余裕を10
<u>とする。</u> <u>解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。</u> <u>「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く</u>		プ信号である「原子炉入口冷却材温度高」の設定
<u>解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。</u> 「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		<u>とする。</u>
「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く		解析結果を第4.3.3.13.3 図に示す。
		「原子炉入口冷却材温度高」の設定値を高く

する。原子炉容器入口冷却材温度は、原 部での除熱量の減少による温度上昇と、 れを持って到達するため、原子炉トリッ 炉容器出口冷却材温度は、原子炉容器入 て伝わるが、崩壊熱の減衰に伴って徐々 除去が行われる。

1,800℃であり、評価項目を満足する。被 三冷却系の自然循環移行時に出現し、両者 の。また、被覆管温度が高温に維持される 合は約 0.0004 であり、通常運転時の燃焼 全疲労寿命分数和を加えた累積損傷和(約 を下回ることから、評価項目を満足する。 ープ)は、初期値からほとんど上昇せず、 計温度(自然循環ループ)の最高温度は、 と後に遅れて出現し、約 410℃であり、評

冷却失敗の重畳事故を想定しても炉心の

かさについて、計算コードの不確かさの 不確かさの影響を評価する。なお、本評 ては運転員等の操作がないため、運転員

意な影響を与えるもののうち、評価項目 及び原子炉トリップ信号である「原子炉 感度解析を実施して評価項目に対する影

独立な場合、その不確かさに相関はない メータごとに感度解析を行って不確かさ たのでしており、解析条件に係るパラメータの 大きな余裕があるため、結果が厳しくな 呆守的な想定となることは明らかである 確かさの影響を最大限に評価する。 0%考慮した値を使用する。原子炉トリッ 値は、設定の誤差範囲+8℃を考慮し373℃

したことにより、原子炉トリップ信号の

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	発信が「i)基本ケース」の解析より約2秒遅れ
	り、被覆管最高温度及び炉心冷却材最高温度の2
	に比べ高くなった。その結果、被覆管最高温度及び
	高く約770℃であり、評価項目を満足する。また、
	の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は約0.000
	る被覆管のクリープ寿命分数和と疲労寿命分数和
	は、設計上の制限値(1.0)を下回ることから、
	「i)基本ケース」の解析と変わらず約1,800℃
	子炉容器出口冷却材の最高温度(自然循環ルーフ
	約10℃高く約470℃、原子炉容器入口冷却材の最
	であり、評価項目を満足する。
	以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却
	て、不確かさの影響を考慮した場合にあっても、
(ii) 格納容器破損防止措置	( ii ) 格納容器破損防止措置
a. 原子炉容器外に流出した冷却材や放射性物質等の安全容器内保持	本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止抗
本事象は、原子炉容器液位が確保された状態で崩壊熱除去機能を喪失する事故であ	ケンス全体をいくつかの過程に分けて解析を行う。
るため、「4.2.8 1次冷却材漏えい(2箇所)事故」と比較して、原子炉冷却材バウ	器が破損するまでの過程を炉内事象過程と呼び、こ
<u>ンダリ内の冷却材インベントリが多く、安全容器内保持の有効性評価の条件は、</u>	<u>材の昇温及び蒸発並びに原子炉冷却材バウンダリ</u>
「4.2.8 1次冷却材漏えい(2箇所)事故」が相対的に厳しい。	守的な仮定を用いて温度変化等を計算する。その後
このため、措置の有効性の評価は、「4.2.8 1次冷却材漏えい(2箇所)事故」に	外に流出した冷却材や損傷炉心物質を安全容器内
おいて実施する。	<u>び、この過程における熱流動挙動をFLUENTで</u>
b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の破損の防止	ウンダリの外に流出したナトリウムによる影響が生し
	の過程における流出したナトリウムによる格納容器の
	<u>する。</u>
	本評価事故シーケンスに対する格納容器破損防止持
	の評価項目は、「4.3.2.6 有効性を評価するための評
	ある。「(4)原子炉容器外に流出した損傷炉心物質等
	<u>と。」の評価項目は、炉外事象過程において評価する</u>
	1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及
	<u>故」と比較して、原子炉冷却材バウンダリ内の冷却</u> な
	評価の条件は、「4.3.3.10 1 次冷却材漏えい(安全)
	内配管(外管)破損の重畳事故」の炉外事象過程の評
	<u> 外事象過程の評価は、「4.3.3.10 1 次冷却材漏えい</u>
	全容器内配管(外管)破損の重畳事故」において実施
	間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1 次・2 次境
	項目は、炉内事象過程の解析により評価する。「(6)
	<u>容器(床下)に流出する場合において、格納容器の破</u>
	<u>格納容器応答過程の解析により評価する。</u>
	なお、炉内事象過程においては、評価項目に影響を

れ、また、崩壊熱を大きくしたことによ 2 次ピークが「i)基本ケース」の解析 び冷却材最高温度は、両者ともに約 20℃ 、被覆管温度が高温に維持される期間中 07 であり、通常運転時の燃焼末期におけ 印を加えた累積損傷和(約 0.2)との合計 評価項目を満足する。燃料最高温度は、 2 であり、評価項目を満足する。また、原 プ)は、「i)基本ケース」の解析に比べ 最高温度(自然循環ループ)は、約 410℃

却失敗の重畳事故を想定した場合におい 「炉心の著しい損傷は防止される。」

皆置の有効性評価においては、事故シー 事故の開始から炉心が損傷し原子炉容 この過程では崩壊熱が全て原子炉冷却 り内の機器の昇温に寄与するという保 後、原子炉容器が破損し、原子炉容器 りで保持する過程を炉外事象過程と呼 で解析する。安全板から原子炉冷却材バ じる過程を格納容器応答過程と呼び、こ の応答をCONTAIN-LMRで解析

普置に有効性があることを確認するため 平価項目の設定」に示す(4)から(6)で 等を安全容器内にて保持・冷却できるこ 。本評価事故シーケンスは、「4.3.3.10 び安全容器内配管(外管)破損の重畳事 材インベントリが多く、炉外事象過程の 容器内配管(内管)破損)及び安全容器 価の方が相対的に厳しい。このため、炉 (安全容器内配管(内管)破損)及び安 話する。「(5)主中間熱交換器及び補助中 意界)の過圧を防止できること。」の評価項目は、

を及ぼす重要なパラメータを解析する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	本評価事故シーケンスにおける炉内事象過程の計算
	<u>項目に影響を及ぼす重要なパラメータとなる。</u>
	<u>i) 炉内事象過程の解析</u>
<u>i)</u> 解析条件	<u>a.</u> 解析条件
	2次冷却材の漏えい等により、1次主冷
	より原子炉冷却材が昇温され、原子炉冷却
	下し、炉心頂部が露出するまでの炉内の事
	本評価は、原子炉停止後の炉心崩壊熱が原
	昇温及び蒸発に寄与すると想定し、保守的
	の除熱能力の喪失及び1次主冷却系配管等
	ムの蒸発により炉心頂部が露出するまでの
	条件で計算する。
<u>a</u> ) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事象進展により、炉心の強制循環冷却に	<u>1</u> ) 炉心損傷防止措置の解析条件と同じ事
失敗するものとする。	失敗するものとする。
<u>b</u> ) 1 次主冷却系の循環に必要な液位は確保された状態で、何らかの原因で炉心	<u>2</u> ) 1 次主冷却系の循環に必要な液位は確
の自然循環冷却に失敗するものとする。	の自然循環冷却に失敗するものとする
<u>c</u> )原子炉冷却材温度の上昇 <u>を高めに評価するため、</u> 主中間熱交換器2基の2次	<u>3</u> )原子炉冷却材温度の上昇 <u>が高くなる</u> よ
側の除熱能力の完全喪失を仮定する。また、1次主冷却系配管の断熱を仮定す	熱能力の完全喪失を仮定する。また、
る。	
d) 事故発生前から常時運転のコンクリート遮へい体冷却系の運転を継続し、	4) 事故発生前から常時運転しているコン
安全容器外面冷却による除熱を実施するものとする。	
	して計算したノミナル値(最適評価値
e)炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウンダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算	6) 炉心崩壊熱による原子炉冷却材バウン
し、主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の温度を評	- 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウン
価する。	る。主中間熱交換器の原子炉冷却材バ
	13.4 図に示す。また、格納容器応答道
	蒸気の形態で流出するナトリウムの温
f)主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の座屈について、日本機械学会	7) 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウン
	のうち、形状等の観点で評価条件が最
VB-3220及び PVB-3230 に準拠して評価する。	板の座屈について、日本機械学会の発
	び PVB-3230 に準拠して評価する。
g) 主中間熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムに	8) 主中間熱交換器の2次側下部プレナム
よるヘッド圧及び1次アルゴンガス系の圧力を考慮する。	よるヘッド圧及び1次アルゴンガス系
	ンプの停止を想定しているため、その
	うため。2次側の内圧は考慮しないも
ii) 解析結果	b. 解析結果
原子炉容器内の事象推移の計算結果を第4.2.9.3 図及び第4.2.9.4 図に示す。	<u></u>

では、原子炉冷却材温度及び圧力が評価

対系からの除熱機能を喪失し、崩壊熱に 対の蒸発により原子炉容器内の液位が低 象推移を以下の条件で評価する。

三子炉容器内の原子炉冷却材ナトリウムの かな条件として、主中間熱交換器の2次側 の断熱を仮定し、原子炉冷却材ナトリウ 時間及びナトリウムの蒸発速度を以下の

事象進展により、炉心の強制循環冷却に

確保された状態で、何らかの原因で炉心 る。

<u>、う</u>に主中間熱交換器2基の2次側の除
 1次主冷却系配管の断熱を仮定する。

/クリート遮へい体冷却系の運転<u>が</u>継続
よる除熱を<u>考慮する。
</u>

<u>が平均燃焼度に到達する保守的な想定と</u> 直)を用いる。

ダリ内ナトリウムの昇温挙動を計算し、
 ンダリ(1次・2次境界)の温度を評価す
 ベウンダリ(1次・2次境界)を第4.3.3.
 過程の解析条件として、安全板を通じて
 温度及び蒸発速度を求める。

ムの鏡板にかかる外圧は、ナトリウムに 系の圧力<u>のみ</u>を考慮する。<u>1次主循環ポ</u> のヘッド圧は零とし、保守的な評価を行 っのとする。

第4.3.3.13.5 図及び第4.3.3.13.6 図に

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
過圧防止措置により主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境	本評価事故シーケンスにおいては、原
界)の圧力は 0.1MPa 以下に抑制され、原子炉容器内の事象推移の計算温度から	換器の除熱能力の喪失及び1次主冷却系
求められる耐圧 1.0MPa を下回るため、バウンダリの健全性は確保される。	<u>が上昇する。</u>
	原子炉容器内の冷却材の蒸発により原
	るものの、1次アルゴンガス系に整備し
	過すると安全板が開放され、原子炉冷却
	措置を講じていることから、1次アルゴ
	ウムのヘッド圧を加えた主中間熱交換器の
	<u>界)の圧力は 0.1MPa 以下に抑制される。</u>
	子力設備規格に準拠して、不確かさの影響
	<u>算温度を包絡する 815℃における主中間</u> 熱
	座屈に関して評価した結果、許容圧力は
	なお、当該事象発生時には補助冷却設備
	は仕切弁により隔離し、補助中間熱交換器
	境界) に影響が生じることを防止する。
	以上より、2次冷却材漏えい及び強制
	評価項目である主中間熱交換器及び補助
	<u>(1 次・2 次境界)の健全性は確保でき、</u>
c. 原子炉冷却材バウンダリの外に流出したナトリウムによる熱的影響の緩和	<u>ii</u> ) 格納容器応答過程の解析
<u>i)</u> 解析条件	a解析条件
計算コードCONTAIN-LMRコードにより解析する。	計算コードCONTAIN-LMRコー
	<u>MRにおける解析体系を第 4.3.3.13</u> .
	<u>スに対する主要な解析条件等を以下に</u>
	1)格納容器(床上)、格納容器(床下)及
	<u>る。</u>
<u>a</u> ) ナトリウムは、「 <u>b. 主中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2</u>	<u>2</u> ) ナトリウムは、「 <u>i )</u> 炉内事象過程の)
次境界)の破損の防止」で評価した冷却材温度及び蒸発速度で1次アルゴン	で1次アルゴンガス系に整備した安全
ガス系に整備した安全板 <u>より</u> 蒸気の形態で流出するものとする。	とする。
<u>b</u> )窒素雰囲気(酸素濃度 3.5vo1%)の格納容器(床下)に流出したナトリウム	<u>3</u> )窒素雰囲気(酸素濃度 3.5vo1%)の格
は <u>窒素ガス</u> 中の酸素等と反応し、格納容器(床下)にプール状に溜るものと	は <u>雰囲気</u> 中の酸素等と反応し、格納容
する。	のとする。
<u>c</u> )格納容器(床下)に整備する断熱材及びヒートシンク材による影響緩和の効	<u>4</u> ) 格納容器 (床下) に整備する断熱材及ひ
果を考慮する。	を考慮する。
	5) 格納容器(床上) 圧力の初期値は 0.25
	<u>は 40℃とする。また、格納容器(床下</u>
	納容器(床下)の構造材温度の初期値
<u>d</u> )雰囲気から構造材への伝熱は自然対流による熱伝達を考えるものとする。ま	<u>6</u> ) 雰囲気から構造材への伝熱は自然対流
たナトリウムプールが形成される室については、上記に加え熱輻射による伝	た <u>、</u> ナトリウムプールが形成される室
	<u> </u>

子炉は自動停止するものの、主中間熱交 配管の断熱により、原子炉冷却材の温度

子炉冷却材バウンダリ内の圧力が上昇す た安全板の設定圧(9.8kPa[gage])を超 材バウンダリ内の圧力の上昇を抑制する ンガス系の圧力及び原子炉冷却材ナトリ の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2次境 これに対して、日本機械学会 発電用原 響を含めた原子炉容器内の事象推移の計 熱交換器の2次側下部プレナムの鏡板の 0.6MPaであり、原子炉冷却材バウンダリ と下回る。

備は機能を喪失しているため、当該設備 器の原子炉冷却材バウンダリ(1 次・2 次

循環冷却失敗の重畳事故を想定しても、 中間熱交換器の原子炉冷却材バウンダリ 格納容器の破損は防止される。

ドにより解析する。<u>CONTAIN-L</u> .<u>7 図に示す。また、本評価事故シーケン</u> こ示す<u>。</u>

なび格納容器外(外部環境)をモデル化す

<u>解析」で求めた</u>冷却材温度及び蒸発速度 全板<u>を通して</u>蒸気の形態で流出するもの

各納容器(床下)に流出したナトリウム F器(床下)<u>の底部</u>にプール状に溜るも

ドレートシンク材による影響緩和の効果

<u>5kPa[gage]、格納容器鋼壁温度の初期値</u> 下)圧力の初期値は 0.49kPa[gage]、格 値は 50℃とする。

なによる熱伝達を考えるものとする。ま Eについては、上記に加え熱輻射による

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
熱を考えるものとする。	伝熱を考えるものとする。
<u>e</u> )格納容器(床上)と格納容器(床下)は、 <u>内外圧差</u> 981Pa に対して 100% <u>/</u>	<u>7</u> )格納容器(床上)と格納容器(床下)
dの通気率があるものとする。	dの通気率があるものとする。
	<u>8) Cs-137 の格納容器外への放出量につい</u>
	が平均燃焼度に到達したとの保守的な
	心から格納容器(床下)には全量が放け
	び格納容器(床上)での凝集、沈着等
<u>ü)</u> 解析結果	<u>b.</u> 解析結果
解析結果を第4.2.9.5図及び第4.2.9.6図に示す。	解析結果を第4. <u>3. 3. 13. 8</u> 図及び第4. <u>3. 3</u>
格納容器(床上)の最高圧力及び格納容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約	格納容器(床上)の最高圧力及び格納線
0.032kg <u>/</u> cm ² [gage](約3.2kPa[gage])及び約42℃であり、格納容器の設計圧力	0.032kg <u>/</u> cm ² [gage](約3.2kPa[gage])及
1.35kg <u>/</u> cm ² [gage](約0.13MPa [gage])及び格納容器鋼壁の設計温度150℃を <u>超</u>	1.35kg <u>/</u> cm²[gage](約0.13MPa[gage])及
<u>えず</u> 、格納容器(床上)の健全性は確保される。	<u>ることはなく</u> 、格納容器(床上)の健全性
また、格納容器(床下)の最高圧力は約0.032kg <u>/</u> cm ² [gage](約3.2kPa	また、格納容器(床下)の最高圧力は約
[gage])、断熱材及びヒートシンク材を整備した床のライナ最高温度及びコンク	[gage]) 、断熱材及びヒートシンク材を雪
リート最高温度は、 <u>それぞれ約68℃及び約68℃</u> であり、格納容器(床下)の健全	リート最高温度は、 <u>いずれも約68℃</u> であり
性は確保される。	れる。
	格納容器外へのCs-137の放出について、
	<u>は約1.2×10⁻⁴%、総放出量は約4.4×10⁻³</u>
以上より、2次冷却材漏えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を想定しても格納容	以上より、2次冷却材漏えい及び強制
器の破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。	評価項目である格納容器の健全性は確保さ
	<u>抑制される。</u>
	以上i)及びii)より、2次冷却材漏が
	想定しても格納容器の破損は防止され、旅
	防止される。
	<u>iii)不確かさの影響評価</u>
	a) <u>炉内事象過程の不確かさの影響評価</u>
	評価項目である主中間熱交換器及び補助中間熱な
	次境界)の健全性に影響を与える重要現象は原子
	子炉冷却材圧力については、安全板の仕様に基づき
	は不要である。したがって、ここでは、解析条件の
	に大きな影響がある崩壊熱の不確かさの影響につい
	して安全余裕を10%考慮した値を使用して解析を
	解析結果を第 4. 3. 3. 13. 10 図及び第 4. 3. 3. 13. 1
	崩壊熱を増加させた解析の結果、原子炉冷却材の
	力は 0.6MPa である。主中間熱交換器の原子炉冷封
	<u>は、「i)炉内事象過程の解析」と同じ0.1MPa 以</u>
	以上より、不確かさの影響を考慮しても、主中国
	冷却材バウンダリ(1次・2次境界)の健全性は確

<u>の間</u>は、<u>圧力差</u>981Pa に対して 100%/

、
ては、定格出力運転を継続し炉心燃料 仮定で計算した炉内蓄積量を基に、炉 出されると仮定し、格納容器(床下)及 による除去を考慮するものとする。

<u>.13.9</u>図に示す。

容器鋼壁の最高温度は、それぞれ約 び約42℃であり、格納容器の設計圧力 び格納容器鋼壁の設計温度150℃を<u>超え</u> 生は確保される。

約0.032kg/cm²[gage] (約3.2kPa

整備した床のライナ最高温度及びコンク 0、格納容器(床下)の健全性は確保さ

格納容器内から格納容器外への放出率 TBqとなり、100TBqを十分に下回る。 盾環冷却失敗の重畳事故を想定しても、 されるとともに、環境への影響も十分に

<u>えい及び強制循環冷却失敗の重畳事故を</u> 施設からの多量の放射性物質等の放出は

交換器の原子炉冷却材バウンダリ(1次・2 戸冷却材温度及び圧力である。この内、原 き保守的に設定していることから感度解析 の不確かさとして原子炉冷却材温度の推移 いて評価する。崩壊熱は、最適評価値に対 実施する。

1 図に示す。

<u>の最高温度は 815℃を下回り、その許容圧</u> <u>
財バウンダリ(1次・2次境界)内の圧力</u> <u>
、下となり、許容圧力を下回る。</u> 間熱交換器及び補助中間熱交換器の原子炉

保でき、格納容器の破損は防止される。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	b)格納容器応答過程の不確かさの影響評価
	格納容器破損防止措置の有効性評価における格納
	<u>コードの不確かさを考慮して入力条件を設定する必</u>
	気であるため、ナトリウムの凝縮・蒸発が重要現象
	最も影響のある因子であり、不確かさの影響を考慮
	となるよう蒸気を対象として解析していることから
	こでは、解析条件の不確かさとして原子炉冷却材温
	確かさの影響について評価する。崩壊熱は、最適評
	を使用して解析を実施する。
	解析結果を第4.3.3.13.12 図及び第4.3.3.13.13
	崩壊熱を増加させた解析の結果、「ii)格納容器
	の最高圧力は約0.015kg/cm ² 高くなり、約0.047kg/c
	納容器(床上)の格納容器鋼壁の最高温度は、ほと
	容器 (床下)の最高圧力は、約0.015kg/cm ² 高くなり
	である。格納容器(床下)の断熱材及びヒートシン
	コンクリート最高温度は、約5℃高くなりいずれも
	格納容器外への Cs-137 の放出について、格納
	1.3×10 ⁻⁴ %、総放出量は約 4.9×10 ⁻³ TBq となり、
	以上より、不確かさの影響を考慮しても、評価項
	とともに、環境への影響も十分に低く抑制される。
	以上 a) 及び b) より、2 次冷却材漏えい及び強制循環
	の影響を考慮しても格納容器の破損は防止され、施設か
	n3 <u>.</u>

内容器応答過程の不確かさについて、計算 必要がある。格納容器(床下)は窒素雰囲 象となる。この際、流出ナトリウム条件が 慮した上で、評価項目に対して厳しい結果 ら感度解析は不要である。したがって、こ 温度の推移に大きな影響がある崩壊熱の不 評価値に対して安全余裕を10%考慮した値

3 図に示す<u>。</u>

読客過程の解析」に比べ格納容器(床上) /cm²[gage](約4.7kPa[gage])である。格 こんど変わらず約42℃である。また、格納 0約0.047kg/cm²[gage](約4.7kPa[gage]) ンク材を整備した床のライナ最高温度及び 5約73℃である。

<u> 納容器内から格納容器外への放出率は約</u> 、100TBq を十分に下回る<u>。</u>

<u>頁目である格納容器の健全性は確保される</u>

環冷却失敗の重畳事故において、不確かさ からの多量の放射性物質等の放出は防止さ

	変更前	(2021.12.2 付補正)			変更後							
<u>第</u> 4.2.	9.1表 炉心損傷防止措置	量及び格納容器破損防止措	置に使用する	る設備等	第4.3.3.13.1 表 炉心損傷防止措置に使用する設備等							
動作・判断・操作	手順		設備		動作・判断・操作	手順		設備				
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「原子炉入口冷却材温度 高」による原子炉トリップ信 号発信及び原子炉スクラム (自動停止)を確認する。</li> </ul>	<ul> <li>常設設備</li> <li>① 制御棒</li> <li>② 制御棒駆動系</li> </ul>		計装設備         ① 原子炉保護系 (ス クラム)         ② 関連するプロセス         計装         ③ 関連する核計装	原子炉 スクラム (自動停止)	<ul> <li>「原子炉入口冷却材温度 高」による原子炉トリップ 信号発信及び原子炉スクラ ム(自動停止)について、 原子炉保護系(スクラム)</li> </ul>	常設設備       ①制御棒       ②制御棒駆動系		<ul> <li>計装設備</li> <li>①原子炉保護系(スク ラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号 「原子炉入口冷却材 辺安支</li> </ul>			
事故発生 の判断	<ul> <li>1次主冷却系の強制循環</li> <li>冷却及び補助冷却設備の強制</li> <li>循環冷却に失敗した場合は事</li> </ul>	_	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	の動作及び核計装(線形出 力系)等の監視により確認 する。			<ul> <li>温度高」</li> <li>③核計装(線形出力 系)</li> <li>①1次主公却系流量</li> </ul>			
自然循環移行 (1 ループ)	<ul> <li>         ・ 1 次主冷却系(自然循 環)、2次主冷却系(自然循 環)及び主冷却機(自然通</li> </ul>	_	_	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	事故発生 の判断	・1 (八王石 知系の 強制 却及び補助冷却設備の強制 循環冷却に失敗した場合は 事故発生と判断する。	-	-	① 1 次主布动示流量 計、1 次補助冷却系 流量計、2 次補助冷 却系流量計			
原子炉冷却材 バウンダリが高圧 に至ることの判断	<ul> <li>風)の運転状況を確認する。</li> <li>冷却材の著しい昇温及び 蒸発が生じた場合、原子炉冷 却材バウンダリが高圧に至る と判断する。</li> </ul>	_	_	<ol> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>	自然循環移行 (1 ループ)	<ul> <li>1次主冷却系(自然循環)、2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。</li> </ul>	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	_	①原于炉田入口后却机 温度、1次主冷却系 冷却材流量、主冷却 器出口冷却材温度、 2次主冷却系冷却材 游量			
<ul> <li>1 (人) ルコンガス系</li> <li>安全板より、</li> <li>ナトリウム蒸気を</li> <li>格納容器(床下)</li> <li>に放出</li> </ul>	<ul> <li>1次アルゴンガス系安全 板より、ナトリウム蒸気が格 納容器(床下)に流出するこ とを確認する。</li> </ul>	<ol> <li>         ・             ・             ・</li></ol>	_	<ol> <li>         ・① 関連するプロセス 計装     </li> </ol>	下線部が炉心損貨	」 傷防止措置に使用する資機	L 材		初止基			
格納容器 アイソレーション確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、「格</li> <li>納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的</li> <li>安全施設が自動的に作動し、</li> <li>隔離されることを確認する。</li> </ul>	<ol> <li></li></ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ア イソレーション)</li> <li>関連するプロセス 計装</li> </ol>								
原子炉容器外に 冷却材や 放射性物質等が 流出したことの判断	<ul> <li>安全容器内の圧力が著し</li> <li>く上昇した場合、原子炉容器</li> <li>外に冷却材や放射性物質等が</li> <li>流出したと判断する。</li> </ul>	_	_	<ol> <li>         ・① 関連するプロセス 計装     </li> </ol>								
安全容器による 冷却材や放射性物質等 の保持 ・ コンクリート遮へい体 冷却系による冷却	<ul> <li>安全容器により冷却材や 放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンク リート遮へい体冷却系の運転 により、安全容器内にて保持 した放射性物質等を冷却する。</li> </ul>	<ol> <li>         ① 安全容器及びコンクリー ト遮へい体冷却系     </li> </ol>	_	<ol> <li>関連するプロセス計装</li> </ol>								

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後 <u>第4.3.3.13.2</u> 表 格納容器破損防止措置に使用する設備等						
	動作・判断・操作	手順		設備	1		
			常設設備	可搬設備	計装設備		
	原子炉冷却材	<ul> <li>・ 冷却材の者しい昇温及び蒸</li> <li>発が生じた場合、原子炉冷</li> </ul>			①原子炉出口冷却材温		
	バウンダリが高圧	却材バウンダリが高圧に至	_	—	度計、原子炉カバーガス圧力計		
	に主ることの判断	ると判断する。			<u> パ ハ)上 기 町</u>		
	1次アルコンガス糸 安全板より	・1次アルゴンガス系安全板	①安全板				
	ナトリウム蒸気を	より、ナトリウム蒸気が格	<u>②断熱材</u>	_	①安全板の状態表示		
	格納容器(床下)	約44品(ハー)に加山9-3 ことを確認する。	<u>③ヒートシンク材</u>				
	に放出	・「格納容器内圧力高」、					
		「格納容器内温度高」、			( <u>1)原子炉保護系(アイ</u> ソレーション)		
	故她你吧	「格納容器内床上線量率	①格納容器		<u>②アイソレーション信</u>		
	格利谷奋 アイソレーション確認	局」により、原于炉保護糸 (アイソレーション)が動	②格納容器バウンダリに属す	—	<u>号「格納容器内圧力</u>		
		作し、工学的安全施設が自	<u>る配管・弁</u>				
		動的に作動し、隔離される			<u> </u>		
		<ul> <li>ことを確認する。</li> <li>・安全容器内の圧力が著しく</li> </ul>					
	原子炉容器外に	上昇した場合、原子炉容器			①安全家哭呕吸豕耳力		
	損傷炉心物質が	から安全容器内に冷却材や	—	_	业 头 土 台 硷 叶 咬 术 庄 月 計		
	流出したことの判断	損傷炉心物質が流出したと 判断する。					
		・安全容器内呼吸系圧力計の					
	安全容器による	監視により、安全容器によ			①コンクリート遮へい		
	冷却材や損傷炉心物質	り   印   印   印   印   印   印   印   印   印			体冷却系の温度計、		
	の保持	る。また、コンクリート遮	①安全容器及びコンクリート	_	窒素ガス冷却器の流 鼻到		
	・   コンクリート遮へい体	へい体冷却系の運転によ	<u>巡へい体行却米</u>		重計 ②安全容器呼吸系圧力		
	冷却系による冷却	り、安全容器内にて保持し た損傷に心物質を必却す			計		
		1011111111111111111111111111111111111					
	下線部が格納容器	禄破損防止措置に使用する	資機材				
曲指防止世界の毛順及びタモ順の正亜時間		kaka			10		
(原例二)11月197丁県及して丁県の月安时月	· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	第4.3.3.13.3表 炉心損億	昜防止措置の手順及び各手	・順の所要時間	間		

	必要な要	員と作	<b>羊業項目</b>		5 10	20	3	経過 0 60	時間	(分) 間 <b>(</b> 1	0日 20	日 30	⊟ 40E	備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数	「興需事務発生(2次冷却材漏えい) 「事故発生の判断 「次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却 ▽冷却材の昇温及び強分が冷 原子炉冷却材パウンジグりが溶 ▽原子炉容 放射性物									■ 事失敗) り、 高圧に至ると判断 容器外に冷却材 (ナトリウム) や 変質等が流出と判断			
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>								1			
	運転員A	1	・原子炉スクラム確認											<ul> <li>「原子炉入口冷却材温度高」に よる原子炉保護系(スクラム)動 作を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>事故発生の判断</li> </ul>											<ul> <li>1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。</li> <li>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員B、C	2	<ul> <li>自然循環移行(1ループ)</li> </ul>											<ul> <li>・1次主冷却系(自然循環)、2</li> <li>次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>原子炉冷却材バウンダリが高圧に至る ことの判断</li> </ul>											<ul> <li>・冷却材の著しい昇温及び蒸発が 推定される場合に、原子炉冷却材 バウンダリが高圧に至ると判断す る。</li> </ul>
	運転員D	1	<ul> <li>1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出</li> </ul>											<ul> <li>・1次アルゴンガス系安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器 (床下)に放出されることを確認する。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認											<ul> <li>・「格納容器内圧力高」、「格納容器内 、「格納容器内 、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護</li> <li>系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	<ul> <li>原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が 流出したことの判断</li> </ul>											<ul> <li>・安全容器内圧力に著しい上昇が</li> <li>生じた場合に、原子炉容器外に冷却材や放射性物質等が流出したと</li> <li>判断する。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員B、D、E	3	<ul> <li>・安全容器による冷却材や放射性物質等の 保持</li> <li>・コンクリート遮へい体冷却系による冷却</li> </ul>											<ul> <li>・安全容器により冷却材や放射性物質等が保持されることを確認する。また、コンクリート速へい体冷却系の運転により、安全容器内にて保持した放射性物質等を冷却する。</li> </ul>

第4.2.9.1 図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (省略)

			変更	Ē後	È									
	必要な要員	員と作	≡業項目		5 10	20	) 30	隆過時 60(	F間 () 3時	分) 間(<)10	∃ 20日	30	∃ 40 6	日備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	7異常事象発生(2次冷却材漏えい) ▽事故発生の判断 (1次主冷却系の強制循環冷却及び補助冷却設備の強制循環冷却							<b>徽</b> 冷却失败)			
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>								_			
	運転員A	1	・原子炉スクラム確認											<ul> <li>「原子炉入口冷却材温度高」による原子炉保護系(スクラム)動作を 確認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	・事故発生の判断											<ul> <li>1 次主冷却系の強制循環冷却失敗 を確認する。</li> <li>・補助冷却設備の強制循環冷却失敗 を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A、B	2	<ul> <li>・自然循環移行(1ループ)</li> </ul>											<ul> <li>・1次主冷却系(自然循環)、2次</li> <li>主冷却系(自然循環)及び主冷却機</li> <li>(自然通風)の運転状況を確認する。</li> </ul>
2次冷却材漏え い対応	運転員C、D、E	3	<ul> <li>2次冷却材ドレン、消火等</li> </ul>											<ul> <li>・2次冷却材漏えいを検知した場合には、2次冷却材を2次冷却材を2次冷却材タンプタンクにドレンするとともに、ナトリウム燃焼の消火を行う。</li> </ul>

### 第4.3.3.13.4表 格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

								過時間	(分)		atte de		
	必要な要問	F葉項目	5 10 20 30 60 《3時間《10日 20日 30日 4/							08	備考		
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	7異常 7事故 (1次)	事象発 発生の 主冷却	生(2次 判断 系の強	< 冷却材 制循環>	漏えい	冷却歩 により、 炉容器 炉心物	未敗) 王に至ると判断 導外に冷却材 (ナトリウム)や 対質が読出と判断			
	当直長		・運転操作指揮				+						
	運転員A	1	・原子炉スクラム確認		I								・「原子炉入口冷却材温度高」に よる原子炉保護系(スクラム)動 作を確認する。
状況判断	運転員A、B	2	・事故発生の判断										<ul> <li>1次主冷却系の強制循環冷却失敗を確認する。</li> <li>補助冷却設備の強制循環冷却失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員B、C	2	・自然循環移行(1ループ)										<ul> <li>1次主冷却系(自然循環)、2</li> <li>次主冷却系(自然循環)及び主冷 却機(自然通風)の運転状況を確 認する。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	・原子炉冷却材バウンダリが高圧に至る ことの判断										<ul> <li>冷却材の著しい昇温及び蒸発が 推定される場合に、原子炉冷却材 バウンダリが高圧に至ると判断す る。</li> </ul>
	運転員♪	1	<ul> <li>1次アルゴンガス采安金板より、ナトリウム蒸気を格納容器(床下)に放出</li> </ul>										<ul> <li>・1次アルゴンガス采安全板より、ナトリウム蒸気が格納容器 (床下)に放出されることを確認する。</li> </ul>
格納容器破損 防止措置	運転員A、B	2	・格納容器アイソレーション確認										<ul> <li>「格納容器内圧力高」、「格納 常器内温度高」、「格納容器内床 上級量率高」により、原子炉保護 系(アイソレーション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す る。</li> </ul>
状況判断	運転員A、B	2	・原子炉容器外に冷却材や損傷炉心物質が 減出したことの判断										・安全容器内圧力に著しい上昇が 生じた場合に、原子炉容器外に冷 却材や損傷炉心物質が流出したと 判断する。
格納容器破損 防止措置	運転員B、D、E	3	<ul> <li>・安全容器による冷却材や損傷炉心物質の 保持</li> <li>・コンクリート遮へい体冷却深による冷却</li> </ul>										<ul> <li>・ 安全容器により冷却材や損傷炉 心物質が保持されることを確認する。また、コンクリート速へい体 冷却系の運転により、安全容器内 にて保持した損傷炉心物質を冷却 する。</li> </ul>
			•					-					

第4.3.3.13.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)


変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	燃 2800 被 900 原 140 料 覆 子 温 度 炉 温 度 力 (℃)2400 及 800 及 120
	1600 - 600 - 80 被覆管最
	1200 - 500 - 60
	800 - 400 - 40
	400 - 300 - 20
	0 200 0 0 <u>原子炉出力</u> 0 200 0 <u>20 40</u>
	・ <u>第4.3.3.13.3 図 2 次冷却材漏えい及び強制循</u> <u>(不確かさの影響評価</u>



変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<complex-block></complex-block>
第4.2.9.3 図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内冷却材温度及び炉心崩壊熱の推移)	第 4. <u>3. 3. 13. 5</u> 図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内将
(省略)	(変更なし)
第4.2.9.4 図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内冷却材液位及び冷却材蒸発率の推移)	第 4. <u>3. 3. 13. 6</u> 図 炉内事象推移の計算結果(原子炉容器内冷
(省略)	(変更なし)









変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4. <u>2.11</u> 全交流動力電源喪失事故	4. <u>3. 3. 14</u> 全交流動力電源喪失事故
(1)事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
(省略)	(変更なし)
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2)炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本
全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能	全交流動力電源喪失事故では、原子炉自動停止後の
が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがっ	が喪失することから、炉心の露出によって炉心の著しい
て、全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1次主冷却系及び2次主冷却系の自	本原子炉施設においては、伝熱特性に優れた単相の一
然循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷	とから、強制循環機能喪失時にも自然循環による崩壊
を防止する。	仮設電源設備等も活用した炉心損傷防止措置を講じる。
独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置は1系統の動的機器を要する措置と比	いことを仮定した場合でも、本原子炉施設の設計の特征
べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止できる。	ら、炉心の著しい損傷に至らないことを考慮し、格納
	全交流動力電源喪失事故では、独立した2ループの1
	循環並びに主冷却機の自然通風により原子炉停止後の
	防止する。
	独立した2ループの自然循環による炉心損傷防止措置
	べて信頼性が極めて高く、炉心の著しい損傷は防止で
	措置が機能しないことを仮定した場合でも、「4.3.3.13
	却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の有効性評価
	系及び2次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然症
	<u>される。</u>
全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の対応手順の概要を第4.2.11.1図に示	全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置
す。本 <u>事象</u> において、多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、ディー	の概要を第4. <u>3. 3. 14</u> . 1図に示す。本 <u>評価事故シーケン</u>
ゼル発電機(2基)の自動起動失敗を起点とする。	出するおそれのある事故への移行は、ディーゼル発電権
	る。
(3) 炉心損傷防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
	(i) 炉心損傷防止措置
全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損傷を防止するための措置を以下に示	全交流動力電源喪失事故において、炉心の著しい損化
す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。	す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的と~
a. $\sim$ d.	a. $\sim$ d.
(省略)	(変更なし)
	(ii) 格納容器破損防止措置
	全交流動力電源喪失事故において、格納容器の破損を
	れらは、影響緩和を目的とする。
	<u>a.1ループの炉心損傷防止措置が機能しないことを</u>
	次主冷却系の自然循環並びに主冷却機の自然通風に
	<u>また、主冷却機の自然通風量は手動でも制御可能</u>
	<u>(iii)その他</u>
	<u>a.防護活動組織を編成して事故の拡大防止や影響</u>
(4) 資機材	(4) 資機材

本的な考え方 の崩壊熱除去において、炉心の冷却機能 い損傷に至る可能性がある。 ウナトリウムを冷却材に使用しているこ 熱の除去が可能となる特徴を踏まえ、 の。また、炉心損傷防止措置が機能しな 一般と全交流動力電源喪失事故の特徴か 容器破損防止措置を講じる。 1次主冷却系及び2次主冷却系の自然 の崩壊熱を除去し、炉心の著しい損傷を 置は1系統の動的機器を要する措置と比 きる。<u>また、1ループの炉心損傷防止</u> 3 2次冷却材漏えい及び強制循環冷 可で示すとおり、1ループの1次主冷却

通風により、炉心の著しい損傷は防止

社<u>及び格納容器破損防止措置</u>の対応手順 (スにおいて、多量の放射性物質等を放 試機(2基)の自動起動失敗を起点とす

し傷を防止するための措置を以下に示: する。

を防止するための措置を以下に示す。こ

·仮定し、1 ループの1次主冷却系及び2 こより、炉心の著しい損傷を防止する。 能とする。_

響緩和に必要な措置を講じる。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置に使用する設備等を第4.2.11.1表に示	全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置
す。これらの設備等は、 <u>基準地震動による地震力に対して機能を喪失しないように整備す</u>	
る。また、仮設電源設備を整備する。	原子炉の附属施設 10.11多量の放射性物質等を放出す
	材」に定める設計方針に基づき整備する。
(5) 作業と所要時間	(5) 作業と所要時間
全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間を第	全交流動力電源喪失事故における炉心損傷防止措置
4.2.11.2表に示す。	各手順の所要時間を第4. <u>3.3.14</u> .2表に示す。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の
	要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に必要
	置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常駐してい
	物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉加
	当直長1名、副当直長1名を含む6名以上の運転員を確保
	<u>ある。なお、措置は、主に中央制御室内で実施するたと</u>
	原子炉施設との同時被災を想定しても対処可能である。
(6) 措置の有効性評価	(6) 措置の有効性評価
	(i) 炉心損傷防止措置
本 <u>事象の事象進展及び炉心損傷防止措置は「4.2.10</u> 外部電源喪失及び強制循環冷却失敗	本 <u>評価事故シーケンス</u> の事象進展及び炉心損傷防止
の重畳事故」と同じである。このため、措置の有効性の評価は「4.2.10 外部電源喪失及び強	強制循環冷却失敗の重畳事故」と同じである。このた
制循環冷却失敗の重畳事故」において実施する。	外部電源喪失及び強制循環冷却失敗の重畳事故」におり
上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想定しても炉心の著しい損傷は防止 <u>され、</u>	上記の評価結果から、全交流動力電源喪失事故を想
施設からの多量の放射性物質等の放出も防止される。	る。
	(ii) 格納容器破損防止措置
	炉心の冷却に係る格納容器破損防止措置の有効性評
	び強制循環冷却失敗の重畳事故」の炉心損傷防止措置の
	措置の有効性評価は「4.3.3.13 2 次冷却材漏えい及
	いて実施する。
	上記の評価結果から、外部電源喪失及び強制循環冷
	著しい損傷は防止される。また、格納容器の破損も防
	等の放出は防止される。

<u>及び格納容器破損防止措置</u>に使用する
 「添付書類8 10. その他試験研究用等
 する事故の拡大の防止のための資機

置及び格納容器破損防止措置の手順及び

社の項目、各措置の所要時間を含めた必 、要な要員は6名、格納容器破損防止措 いる運転員6名(「核原料物質、核燃料 「施設保安規定において、中央制御室に保することを定める。)で対処可能で にめ、大洗研究所内の他の試験研究用等 の。」

上措置は「4.3.3.12 外部電源喪失及び こめ、措置の有効性の評価は「4.3.3.12 いて実施する。

思定しても炉心の著しい損傷は防止され

平価は「4.3.3.13 2次冷却材漏えい及 るの有効性評価に包絡される。このため、 及び強制循環冷却失敗の重畳事故」にお

令却失敗の重畳事故を想定しても炉心の 方止され、施設からの多量の放射性物質

### 変更前(2021.12.2付補正)

### 第4.2.11.1表 炉心損傷防止措置に使用する設備等

	工匠		設備					
動作・刊めて 狭作	于順	常設設備	可搬設備	計装設備				
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「電源喪失」による原子</li> <li>炉トリップ信号発信及び原子</li> <li>炉スクラム(自動停止)を確</li> <li>認する。</li> </ul>	<ol> <li>1) 制御棒</li> <li>2) 制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>原子炉保護系(ス クラム)</li> <li><u>関連するプロセス</u> <u>計装</u></li> <li><u>関連する</u>核計装</li> </ol>				
事故発生 の判断	<ul> <li>ディーゼル発電機(2</li> <li>基)の自動起動に失敗した場合は事故発生と判断する。</li> </ul>	_	_	① <u>関連するプロセス</u> <u>計装</u>				
自然循環移行	<ul> <li>1次主冷却系(自然循 環)、2次主冷却系(自然循 環)及び主冷却機(自然通 風)の運転状況を確認する。</li> </ul>	_	<u>①</u> 仮設計器	① <u>関連するプロセス</u> <u>計装</u>				

# 第4.3.3.14.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等

変更後

	工师	設備								
期作・刊町・探作	于順	常設設備	可搬設備	計装設備						
原子炉 スクラム (自動停止) 確認	<ul> <li>「電源喪失」による原子炉ト リップ信号発信及び原子炉ス クラム(自動停止)につい て、原子炉保護系(スクラ ム)の動作及び核計装(線形 出力系)等の監視によりを確 認する。</li> </ul>	<ol> <li>①制御棒</li> <li>②制御棒駆動系</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉保護系(スクラム)</li> <li>②原子炉トリップ信号 「電源喪失」</li> <li>③核計装(線形出力 系)</li> </ol>						
事故発生 の判断	<ul> <li>・ディーゼル発電機(2基)の</li> <li>自動起動に失敗した場合は事</li> <li>故発生と判断する。</li> </ul>	_	_	①M/C の電圧計						
自然循環移行	<ul> <li>・1次主冷却系(自然循環)、</li> <li>2次主冷却系(自然循環)及び主冷却機(自然通風)の運転状況を確認する。</li> </ul>	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	<ol> <li>① 仮設電源設 備</li> <li>② 仮設計器</li> </ol>	①原子炉出入口冷却林 温度、1次主冷却习 冷却材流量、主冷却 器出口冷却材温度、 2次主冷却系冷却林 流量						

下線部が炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する資機材

### 第4.3.3.14.2表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の手順及び各手順の所要時間

必要な要員と作業項目					経過時間(分) 5 10 20 30 60 120 180 (10日 20日 30日 40日			項目 経過時間(分) 5 10 20 30 60 120 180 (10日 20			備考					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▼異常	≩事象∮ 【発生0	^{発生(9}	外部電 f(ディ	¦源喪∮ −ゼル	^{夫)} ,発電	機(2基	。 ()の自	動起	助失敗)	)		
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>				I									
ALLS OFT MALL MARS	運転員A	1	・原子炉スクラム確認												<ul> <li>・「電源喪失」によ</li> <li>系 (スクラム)動作</li> </ul>	る原子炉保護 を確認する。
初初刊刷	運転員A、D	2	<ul> <li>事故発生の判断</li> </ul>												<ul> <li>ディーゼル発電機</li> <li>起動失敗を確認する</li> </ul>	(2基)の自動 。
炉心損傷 防止措置	運転員A、B、C、D	4	<ul> <li>自然循環移行</li> </ul>												<ul> <li>・1次主冷却系(自 次主冷却系(自然循 却機(自然通風)の 認する。</li> <li>・仮設発電機、仮設 温度監視等を行う。</li> </ul>	然循環)、2 環)及び主冷 運転状況を確 計器等により
	運転員E	1	<ul> <li>・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査</li> <li>・復旧</li> </ul>												<ul> <li>・ディーゼル発電機</li> <li>原因を調査し、その</li> <li>る。</li> </ul>	の起動失敗の 復旧に努め

### 第4.2.11.2表 炉心損傷防止措置の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員と作業項目					経過時間(分) 5 10 20 30 60 120 180 (10日 20日 30日 40日				DE	備考					
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)		手順の内容	▼異常 ▼事お	(事象) (発生(	発生(約 の判断	外部電 f(ディ-	源喪 <del>り</del> ーゼル	^{夫)} ,発電	幾(2基)	の自重	助起動	失敗	)		
	当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>								_	1				
442 名 名言	運転員A	1	・原子炉スクラム確認													<ul> <li>「電源喪失」による原子炉保護</li> <li>系(スクラム)動作を確認する。</li> </ul>
认优刊时	運転員A、D	2	・事故発生の判断													<ul> <li>・ディーゼル発電機(2基)の自動</li> <li>起動失敗を確認する。</li> </ul>
炉心損傷 防止措置	運転員A、B、C、D	4	<ul> <li>自然循環移行</li> </ul>													<ul> <li>1次主冷却系(自然循環)、2 次主冷却系(自然循環)及び主冷 却機(自然通風)の運転状況を確認する。</li> <li>50次計器等により温度監視等を 行う。</li> </ul>
	運転員E	1	<ul> <li>・ディーゼル発電機の起動失敗の原因調査・復旧</li> </ul>				1 									<ul> <li>・ディーゼル発電機の起動失敗の</li> <li>原因を調査し、その復旧に努める。</li> </ul>

第4.2.11.1図 炉心損傷防止措置の対応手順の概要 (省略)

第4.3.3.14.1図 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の対応手順の概要 (変更なし)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4. <u>2.12</u> 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故	4. <u>3.3.15</u> 冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故
(1)事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故は、原子炉の出力運転中に、何らかの原因で原子炉	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故は、原子炉の出力通
容器内に異物が存在し、燃料集合体内の <u>1次冷却材の</u> 流路のうち、複数のサブチャンネル	容器内に異物が存在し、燃料集合体内の <u>冷却材</u> 流路のうち
が千鳥格子状に閉塞される事象として考える。燃料集合体内の <u>複数のサブチャンネル</u> が千	集合体内の燃料要素あるいはラッパ管によって囲まれる
鳥格子状に閉塞される <u>ことで</u> 、除熱能力が低下し <u>て燃料要素が破損することを想定し</u> 、燃	される事象として考える。燃料集合体内の <u>冷却材流路</u> が刊
料要素 <u>の</u> 内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素 <u>に向かって放出され</u>	能力が低下し、燃料要素 <u>が昇温して破損に至る可能性が</u> あ
る事象も想定する。	<u>ら</u> 内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが <u>放出され</u> 隣接す
	燃料要素の除熱が阻害されて燃料要素の破損伝播に至るす
(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的な考え方	(2) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の基本的
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故では、複数のサブチャンネルが千鳥格子状に閉塞	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故では、複数のサブチ
した場合に、炉心の局所的な昇温状態が継続することによって燃料要素 <u>が</u> 破損し、全炉	ることにより燃料集合体内の局所的な昇温状態が継続す
心規模に拡大して炉心の著しい損傷に至る可能性がある。したがって、冷却材流路閉塞	<u>が</u> 拡大して燃料集合体が損傷し、損傷領域が隣接する燃料
(千鳥格子状)事故では、燃料要素が破損し、燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂	著しい損傷に至る可能性がある。
生成ガス <u>が放出された場合に、</u> 燃料破損検出系により <u>当該破損を</u> 検出し、運転員が手動	本原子炉施設においては、伝熱特性に優れたナトリウム
で原子炉を停止することで、炉心の著しい損傷を防止する。	ら、冷却材流路閉塞時にも過度に炉心温度が上昇しない特
	損を検知し、手動で原子炉を停止する炉心損傷防止措置を
	置が機能しないことを仮定した場合でも、本原子炉施設
	(千鳥格子状)事故の特徴から、直ちに炉心の著しい損傷
	傷に至った場合に、損傷炉心物質の冷却及び機械的エネル
	器破損防止措置を講じる。
	燃料要素が破損 <u>した場合には、破損した</u> 燃料要素 <u>からお</u>
	破損検出系により検出し、運転員が手動で原子炉を停止す
	<u>して</u> 炉心の著しい損傷 <u>へと拡大すること</u> を防止する。
<u>冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故では、</u> 何らかの原因で運転員による原子炉の手動	<u>仮に、</u> 何らかの原因で <u>炉心損傷防止措置(</u> 運転員による
停止に期待できない <u>ことを仮定</u> した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があることか	ない <u>と</u> した場合、炉心の著しい損傷に至る可能性があるこ
ら、1次主冷却系における強制循環(長期対策としては1次主循環ポンプのポニーモー	強制循環(長期対策としては1次主循環ポンプのポニー-
タを使用)、2次主冷却系の強制循環(長期対策としては自然循環)及び主冷却機の強制	強制循環(長期対策としては自然循環)及び主冷却機の強
通風(長期対策としては自然通風)により、 <u>放射性物質等(溶融炉心物質を含む。)</u> を	通風)により、 <u>損傷炉心物質</u> を冷却することで原子炉冷去
冷却することで原子炉冷却材バウンダリの温度上昇を抑制し、原子炉容器内に放射性物	し、原子炉容器内に放射性物質等を閉じ込める措置を講じ
質等を閉じ込める措置を講じることで格納容器の破損を防止する。	する。また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶鬲
また、炉心の著しい損傷に至った場合、燃料の溶融に伴う即発臨界超過により放出さ	されるエネルギーによって原子炉容器 <u>から</u> 格納容器 <u>(床</u> 」
れるエネルギーによって原子炉容器の上部から格納容器内にナトリウムが噴出する可能	性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格線
性があるため、回転プラグを含む原子炉容器構造及び格納容器構造により即発臨界超	影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。
過の影響を緩和し、格納容器の破損を防止する。	
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷防
措置の対応手順の概要を第4.2.12.1図に示す。本 <u>事象</u> において、多量の放射性物質等を	置の対応手順の概要を第 4. <u>3.3.15.</u> 1 図に示す。本 <u>評価事</u>
放出するおそれのある事故への移行は、冷却材流路閉塞(千鳥格子状)を起点とする。	放射性物質等を放出するおそれのある事故への移行は、約
	形成時点を起点とする。

軍転中に、何らかの原因で原子炉 ち、複数のサブチャンネル<u>(燃料</u> <u>冷却材流路)</u>が千鳥格子状に閉塞 千鳥格子状に閉塞される<u>と</u>、除熱 <u>ある。また、破損した燃料要素か</u> する燃料要素に<u>衝突すると、隣接</u> 可能性がある。

|な考え方

チャンネルが千鳥格子状に閉塞<u>す</u> ⁺ることによって燃料要素<u>の</u>破損 <u>料集合体に破損伝播して、</u>炉心の

ムを冷却材に使用していることか 特徴を踏まえ、運転員が燃料の破 を講じる。また、炉心損傷防止措 との設計の特徴と冷却材流路閉塞 傷に至らないが、炉心の著しい損 レギーの影響緩和のための格納容

<u>放出された</u>核分裂生成ガス<u>を</u>燃料 することで、<u>燃料要素が破損伝播</u>

る原子炉の手動停止)に期待でき ことから、1次主冷却系における モータを使用)、2次主冷却系の 強制通風(長期対策としては自然 却材バウンダリの温度上昇を抑制 じることで格納容器の破損を防止 融に伴う即発臨界超過により放出 上)にナトリウムが噴出する可能 納容器構造により即発臨界超過の

防止措置及び格納容器破損防止措 <u>事故シーケンス</u>において、多量の ^冷却材流路閉塞(千鳥格子状)<u>の</u>

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置	(3) 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故において、炉心の著しい損傷を防止するための	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故において、炉心の
措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の防止を目的とする。	措置を以下に示す。炉心損傷防止措置は、事故の拡大の
a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心支持板の構造と相まって冷却材	a. 燃料集合体のエントランスノズルには、炉心
流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設け、1次冷却材の流路が同時に	流量を調節するためのオリフィス孔を複数個設
閉塞されないものとする。	<u>ロ</u> 流路が同時に閉塞 <u>されることを防止</u> する。
b燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保持するためのスパイラルワイヤ	b. 燃料要素は、隣接する燃料要素間の間隙を保
を巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものとし、1次冷却材の流路が同時	巻いた状態で、燃料集合体内に支持するものと
に閉塞 <u>されないものとする。</u>	れることを防止する。
	<u>c.</u> 流路閉塞により、燃料要素が破損した場合、
	央制御室に警報を発する燃料破損検出系(遅発
	<u>整備する。</u>
	d. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動
	炉を停止できるものとする。
<u>c</u> . 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に、異常を早期に検出するため、	<u>e.</u> 流路閉塞が生じ、燃料要素が破損した場合に
中央制御室に警報を発する燃料破損検出系(カバーガス法燃料破損検出設備)	中央制御室に警報を発する燃料破損検出系(カ
を整備する。	を整備する。 <u>なお、本措置は上記c.の措置に</u> 」
	を確認した上で、安全性向上のために自主的に
d. 燃料破損検出系の警報により、運転員は手動で原子炉をスクラム又は停止で	f. 原子炉の停止失敗を検知した場合には、運転
きるものとする。 <u>なお、</u> 当該操作手順には、 <u>手動スクラムボタンにより原子炉</u>	ものとする。当該操作手順には、手動操作によ
保護系を動作させて原子炉を停止させる方法、手動操作による制御棒駆動機構	電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の
の制御棒保持電磁石励磁断又は後備炉停止制御棒駆動機構の後備炉停止制御棒	磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入
保持電磁石励磁断により制御棒又は後備炉停止制御棒を挿入する方法、制御棒	後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて
駆動機構又は後備炉停止制御棒駆動機構により手動操作にて制御棒又は後備炉	挿入する方法がある。 <u>なお、本措置は上記d.</u>
停止制御棒を挿入する方法がある。	の有効性を確認した上で、安全性向上のために
(ii)格納容器破損防止措置	(ii) 格納容器破損防止措置
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故において、格納容器の破損を防止するための措	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故において、格納名
置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。なお、事故の状況に応じて、こ	置を以下に示す。これらは、影響緩和を目的とする。
れらの措置を適切に組み合わせるものとする。	れらの措置を適切に組み合わせるものとする。
a. $\sim$ b.	a. $\sim$ b.
(省略)	(変更なし)
c. 燃料が破損した場合に、異常を早期に検出するため、中央制御室に警報を発す	
る燃料破損検出系(遅発中性子法燃料破損検出設備)を整備する。	
<u>d</u> . 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カバ	<u> c</u> . 燃料が破損したと推定される場合は、原子炉料
ーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込め、貯留する。	ーガス等のバウンダリ内に放射性物質を閉じ込
<u>e</u> . 格納容器(床上) ヘナトリウムが噴出し、格納容器内の圧力、温度及び床上放	<u>d</u> . 格納容器(床上) ヘナトリウムが噴出し、格約
射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器内圧力高」、「格納容器内温度高」	射能レベルが異常に上昇した場合は、「格納容器
及び「格納容器内床上線量率高」により警報が中央制御室に発せられ、工学的安	及び「格納容器内床上線量率高」により警報が「

の著しい損傷を防止するための の防止を目的とする。

い支持板の構造と相まって冷却材 設け、<u>燃料集合体への</u>冷却材の<u>入</u>

保持するための<u>ワイヤスペーサ</u>を とし、<u>冷却材流路</u>が同時に閉塞<u>さ</u>

<u>かで原子炉をスクラムにより原子</u>

二、異常を早期に検出するため、 カバーガス法燃料破損検出設備) よる炉心損傷防止措置の有効性 二講じる措置である。

云員は手動で原子炉を停止できる こる制御棒駆動機構の制御棒保持 つ後備炉停止制御棒保持電磁石励 しする方法、制御棒駆動機構又は こ制御棒又は後備炉停止制御棒を の措置による炉心損傷防止措置 こ自主的に講じる措置である。

容器の破損を防止するための措 なお、事故の状況に応じて、こ

冷却材バウンダリ及び原子炉カバ 込め、貯留する。

納容器内の圧力、温度及び床上放 器内圧力高」、「格納容器内温度高」 ジー央制御室に発せられ、工学的安

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を低減する。なお、工	全施設の作動により、格納容器から放出される
学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとする。	学的安全施設は、手動操作によっても作動でき
<ul><li>(iii) その他</li></ul>	<ul><li>(iii) その他</li></ul>
(省略)	(変更なし)
(4) 資機材	(4) 資機材
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷
措置に使用する設備等を第4.2.12.1表に示す。これらの設備等は、 <u>基準地震動による地</u>	措置に使用する設備等を第4. <u>3. 3. 15.</u> 1表 <u>及び第4. 3. 3. 15.</u>
<u>震力に対して機能を喪失しないように整備する。</u>	は、「添付書類8 10. その他試験研究用等原子炉の附属加
	<u>を放出する事故の拡大の防止のための資機材」に定める</u>
(5) 作業と所要時間	(5) 作業と所要時間
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故における炉心損傷隊
措置の手順及び各手順の所要時間を第4. <u>2.12.2</u> 表に示す。	置の手順及び各手順の所要時間を第 4. <u>3. 3. 15. 3</u> 表 <u>及び第</u>
	が発生し、燃料破損検出系の警報が発報した場合に、運
	<u>する手順とする。この場合、燃料破損発生から運転員が</u> ル
	間は、燃料破損検出系の検出時間約10分と運転員の操作
	<u>いる。ここで、燃料破損検出系の検出時間については設備</u>
	しており、運転員の操作時間についても中央制御室で信号
	に要する時間に時間余裕を含めて設定している。
	本評価事故シーケンス発生時に必要な監視等の措置の
	<u>た必要な要員数について確認した。炉心損傷防止措置に</u>
	損防止措置に必要な要員は6名であり、中央制御室に常期
	物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基
	て、中央制御室に当直長1名、副当直長1名を含む6名以_
	<u>める。)で対処可能である。なお、措置は、主に中央制</u>
	<u> 究所内の他の試験研究用等原子炉施設との同時被災を想</u>
(6) 措置の有効性評価	(6) 措置の有効性評価
(i) 炉心損傷防止措置	(i) 炉心損傷防止措置
	<u>i) 基本ケース</u>
a. 解析条件	a. 解析条件
計算コードASFREにより解析する。	計算コードASFREにより解析する。本評価
本事象に対する主要な解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本とする	解析条件を以下に示す。最適条件での評価を基本
ものの、局所的な事故であることから実際よりも厳しい結果を与える初期条件を	あることから実際よりも厳しい結果を与える初期
仮定する。	1) 閉塞が形成されていない健全状態の燃料最高
i) 流路閉塞前の燃料最高温度及び被覆管最高温度は、それぞれ、2,350℃及	 れぞれ、熱的制限値である 2,350℃及び 620
 び620℃とする。	2) 冷却材最高温度及び燃料集合体入口温度は、
	る。
	 <u>3) 最</u> 大線出力密度及び集合体発熱量は、それぞ
	<u>4) 閉</u> 塞前の集合体流量は、8.57kg/s とする。
ii ) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャンネルを除くサブチャンネ	5) 閉塞形態は、燃料集合体の最外周のサブチャ

う放射性物質を低減する。なお、工 きるものとする。

防止措置及び格納容器破損防止 <u>5.2表</u>に示す。これらの設備等 施設 10.11多量の放射性物質等 設計方針に基づき整備する。

防止措置及び格納容器破損防止措 第4.3.3.15.4表に示す。燃料破損 転員は、原子炉を手動でスクラム 原子炉を停止するまでに要する時 作時間約20分の合計30分として 備の機能に時間余裕を含めて設定 号を確認して手動スクラムするの

D項目、各措置の所要時間を含め こ必要な要員は3名、格納容器破 駐している運転員6名(「核原料 基づく原子炉施設保安規定におい 上の運転員を確保することを定 削御室内で実施するため、大洗研 息定しても対処可能である。

<u>価事故シーケンス</u>に対する主要な 本とするものの、局所的な事故で 期条件を仮定する。

高温度及び被覆管最高温度は、そ 0℃とする。

それぞれ、600℃及び 350℃とす

ごれ、418W/cm 及び 2.24MW とする。

ァンネルを除くサブチャンネルが、

変更前(2021.12.2付補正)	変更後
ルが、千鳥格子状に瞬時に完全閉塞 <u>された場合</u> を想定する。	千鳥格子状に瞬時に完全閉塞されることを想知
<u>iii</u> ) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の構造材のものを使用する。	<u>6</u> ) 閉塞物の物性値には、原子炉容器内構造物の株
<u>iv</u> ) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高くなる炉心部上端とする。	<u>7</u> ) 閉塞の軸方向位置は、被覆管温度が最も高く
<u>v</u> ) 閉塞部の厚みは、 <u>スパイラルワイヤ</u> 巻きピッチ(209mm)の 1/3 とする。	<u>8</u> ) 閉塞部の厚みは、 <u>ワイヤスペーサ</u> 巻きピッチ
<u>vi</u> )核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆管外表面熱伝達係数は、	<u>9</u> )核分裂生成ガスのジェット衝突領域での被覆
10,000₩/m ² K とする。	W/m ² Kとする。
<u>vii</u> )燃料破損検出系の警報により、運転員が手動で原子炉をスクラムし、2ル	<u>10</u> )燃料破損検出系の警報により、運転員が手動
ープの1次主循環ポンプのポニーモータ <u>による</u> 低速運転により、原子炉停	プの1次主循環ポンプのポニーモータ <u>の</u> 低速道
止後の崩壊熱を除去する。	壊熱を除去する。
	11)燃料ペレット-被覆管間隙のギャップ熱伝達
<u>viii</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定しない。	<u>12</u> ) 措置として整備する設備の単一故障は仮定し
<u>ix</u> )崩壊熱はノミナル値(最適評価値)を用いる。	<u>13</u> )崩壊熱は、連続運転により炉心燃料が平均燃
	<u>して計算した</u> ノミナル値(最適評価値)を用い
b. 解析結果	b. 解析結果
冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故が発生すると、閉塞された流路に接する燃	冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故が発生すると
料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それぞれ約 720℃及び約 640℃ま	要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は、それ
で上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的に破損するこ	上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧に
とはない。	ない。 <u>また、燃料最高温度は約 2,360℃であり、評</u>
しかしながら、長期間高温に維持されることを想定すると、クリープ破損が生	しかしながら、長期間高温に維持されることを想
じる可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素がクリープ破損した場合、	る可能性がある。閉塞された流路に接する燃料要素
燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが隣接する燃料要素に <u>向かって</u>	要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが <u>放出</u>
放出されることで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇する。	<u>する</u> ことで、隣接する燃料要素の被覆管温度が上昇
ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第 4.2.12.2 図に示す。被覆管最高温度	ガス放出時の被覆管温度の解析結果を第 4. <u>3. 3. 1</u>
は、約800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超えず、被覆管が内圧により機械的	は、約 800℃まで上昇するが、熱設計基準値を超え、
に破損することはない。核分裂生成ガス放出の継続時間は約 10 秒であり、その	に破損することはない。 <u>また、燃料最高温度及び冷</u>
後、被覆管温度は初期の温度に低下する。	<u>び約 770℃であり、評価項目を満足する。</u> 核分裂生成
	であり、その後、被覆管温度は初期の温度に低下す
	<u>衝突期間中の被覆管のクリープ寿命分数和の増分は</u>
	<u>温度分布等により生じる被覆管のクリープ寿命分数</u>
	<u>累積損傷和の差と比較して十分に小さく、クリープ</u>
燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガスが放出 <u>された場合</u> 、燃料破損	<u>い。</u> 燃料要素の内部に蓄積されていた核分裂生成ガ
検出系による監視によりその破損を検知することで、運転員は手動で原子炉を停	出系に <u>より、</u> その破損を検知することで、運転員は
止し、原子炉は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素が新たに破損	は崩壊熱除去運転に移行する。この間、他の燃料要素
することはなく、急速な破損伝播が起こることはない。	急速な破損伝播が起こることはない。
崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高温度及び冷却材最高温度は	崩壊熱除去運転へ移行後は、燃料要素の被覆管最高
それぞれ低下し、事象は安定した状態で <u>終息</u> する。	れぞれ低下し、事象は安定した状態で <u>静定し事故は</u>
以上より、冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故を想定しても、炉心の著しい損傷は防	以上より、冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故を想定
止される。	止される。

見定する。

つ構造材のものを使用する。

くなる炉心部上端とする。

F (209mm) の1/3とする。

夏管外表面熱伝達係数は、10,000

動で原子炉をスクラムし、2 ルー 速運転により、原子炉停止後の崩

達率は、0.7W/cm2℃とする。

しない。

<u>然焼度に到達する保守的な想定と</u> 引いる。

と、閉塞された流路に接する燃料 れぞれ約 720℃及び約 640℃まで Eにより機械的に破損することは 評価項目を満足する。

想定すると、クリープ破損が生じ 素がクリープ破損した場合、燃料 <u>出され、</u>隣接する燃料要素に<u>衝突</u> 昇する。

15.2 図に示す。被覆管最高温度 えず、被覆管が内圧により機械的 冷却材最高温度は、約2,360℃及 成ガス放出の継続時間は約10秒 する。核分裂生成ガスのジェット は約0.0003であり、集合体内の 一数和と疲労寿命分数和を加えた が破損が急速に伝播することはな ガスが放出<u>されると</u>、燃料破損検 は手動で原子炉を停止し、原子炉 素が新たに破損することはなく、

最高温度及び冷却材最高温度はそ <u>は収束</u>する。

としても、炉心の著しい損傷は防

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	<u>ii) 不確かさの影響評価</u>
	<u>炉心損傷防止措置の有効性評価における不確かさにつ</u>
	響は小さい。運転員操作の時間に係る不確かさについて
	<u>すとおり、適切な余裕を考慮しており、その影響は小さい</u>
	<u>いて、評価項目である被覆管最高温度等の結果に影響を</u>
	「i)基本ケース」に示すとおり、解析結果を厳しくする
	おり、不確かさの影響は「 i )基本ケース」において十
	燃料被覆管の初期温度、ガスジェット放出時間及びガスシ
	<u>かさが考えられるが、「 i )基本ケース」において、それ</u>
	態と異なる熱的制限値、ガスジェット放出時間は燃焼末期
	れた状態を想定した時間、ガスジェット放出時の熱伝達率
	守的な値を設定していることから、これらの不確かさを考
	ている。また、結果に影響を及ぼす上記以外の解析条件と
	<u>さがある。閉塞が形成される位置については、燃料集合体</u>
	塞形成のメカニズムから燃料要素バンドルの下部の非発
	<u>と考えられるが、本解析においては、熱的に最も厳しい</u> 多
	<u> 閉塞を想定していることから閉塞位置の不確かさを考慮</u>
	<u>いる。</u>
(ii) 格納容器破損防止措置	(ii) 格納容器破損防止措置
<u>冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故</u> において、局所的な異常が拡大した場合の炉心	<u>本評価事故シーケンス</u> において、局所的な異常が拡大した
損傷の影響については、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の損傷が	は、原子炉停止失敗により炉心全体で多数の燃料集合体の
生じる「4. <u>2.2</u> 外部電源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包絡	源喪失及び原子炉トリップ信号発信失敗の重畳事故」に包;
される。	
このため、措置の有効性の評価は、「4.2.2 外部電源喪失及び原子炉トリップ信	このため、措置の有効性の評価は、「4. <u>3.3.1</u> 外部電源裏
号発信失敗の重畳事故」において実施する。	失敗の重畳事故」において実施する。
上記の評価結果から、冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故を想定しても格納容器の	上記の評価結果から、冷却材流路閉塞(千鳥格子状)事故
破損は防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止される。	防止され、施設からの多量の放射性物質等の放出は防止され

いて、計算コードの不確かさの影 は、「(5) 作業と所要時間」に示 い。解析条件に係る不確かさにつ ·及ぼすと考えられる解析条件は、 るよう保守的な条件設定を行って 分に考慮している。具体的には、 ジェット放出時の熱伝達率の不確 <u>いぞれ、初期温度を通常の運転状</u> 期の最も核分裂生成ガスが蓄積さ 率は実験結果をもとに算出した保 考慮して十分に保守的な設定とし として閉塞位置等の想定の不確か 体内に外部から混入する異物の閉 条件となる発熱部の上端位置での <u> 電して十分に保守的な想定として</u>

た場合の炉心損傷の影響について つ損傷が生じる「4.<u>3.3.1</u> 外部電 2絡される。

喪失及び原子炉トリップ信号発信

故を想定しても格納容器の破損は られる。

変更前(2021.12.2 付補正)					変更後								
第4.2.12.1表 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置に使用する設備等						<u>第4.3.3.15.1表</u> 炉	心損傷防止措置に使用す	する設備等					
動作・判断・撮作	壬順		設備		動作・判断・損作	壬順		設備					
	1 //Q	常設設備	可搬設備	計装設備		1 //R	常設設備	可搬設備	計装設備				
<ul> <li>事故発生</li> <li>の判断</li> <li>(燃料破損検出系</li> <li>による破損の検出)</li> </ul>	<ul> <li>燃料破損検出系(カバー ガス法燃料破損検出設備)に より、燃料要素の被覆管が破 損したことを確認する。</li> <li>手動スクラム、制御棒保</li> </ul>	_	_	<ol> <li>         ・関連するプロセ         ス計装     </li> </ol>	<ul> <li>事故発生</li> <li>の判断</li> <li>(燃料破損検出系</li> <li>による破損の検出)</li> </ul>	・燃料破損検出系(遅発中性 子法燃料破損検出設備及び カバーガス法燃料破損検出 設備)により、燃料要素の 被覆管が破損したことを確	_	_	<ul> <li>①遅発中性子法燃料 <u>破損検出設備</u>         ②カバーガス法燃料 破損検出設備     </li> </ul>				
原子炉 手動停止	持電磁石励磁手動断、後備炉 停止制御棒保持電磁石励磁手 動断、制御棒駆動機構による 制御棒手動挿入又は後備炉停 止制御棒駆動機構による後備 炉停止制御棒手動挿入によ り、原子炉を停止する。 ・ 1次主冷却系(強制循	<ol> <li>制御棒</li> <li>制御棒駆動系</li> <li>後備炉停止制御棒</li> <li>後備炉停止制御棒駆動</li> <li>系</li> </ol>	_	<ol> <li>         ・関連する核計装         </li> </ol>	原子炉 手動停止	<ul> <li>認する。</li> <li>・手動スクラム、制御棒保持 電磁石励磁手動断、後備炉 停止制御棒保持電磁石励磁</li> <li>手動断、制御棒駆動機構に よる制御棒手動挿入又は後 備炉停止制御棒駆動機構に よる後備炉停止制御棒手動</li> </ul>	①原子炉保護系 (スクラム)         手動スクラム         ②制御棒         ③制御棒駆動系         ④後備炉停止制御棒         ⑤後備炉停止制御棒駆動系	_	<ol> <li>①原子炉保護系(ス クラム)</li> <li>②核計装(線形出力 系)</li> </ol>				
原子炉容器内 冷却確認	環)の運転状況を確認すると ともに、2次主冷却系(強制 循環又は自然循環)及び主冷 却機(強制通風又は自然通 風)に異常等がないことを確 認する。	_	_	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	下線部が炉心損	挿入により、原子炉を停止 する。 傷防止措置に使用する資材	◎夜禰が停止町岬徑®到示 幾材						
原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内	<ul> <li>放射性物質を閉じ込める</li> <li>ため、原子炉カバーガス等の</li> <li>バウングリた厚飾オス</li> </ul>	<ol> <li>1次アルゴンガス系</li> <li>原子炉カバーガスの バウンダリに属する容 器・配管・弁(ただ</li> </ol>	_	<ol> <li>関連するプロセ ス計装</li> </ol>	 	<u>第4.3.3.15.2表 格約</u>	<u>内容器破損防止措置に使用</u>	<u>引する設備等</u>					
に放射性物質を	ハワンクリと昭時世りる。	し、計装等の小口径の			動作・判断・操作	手順	堂設設備	可搬設備	計裝設備				
閉じ込め、貯留 格納容器 アイソレーション 確認	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、「格納容器内床上線量率高」により、原子炉保護系(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、</li> </ul>	<ul> <li>ものを除く。)</li> <li>① 格納容器</li> <li>② 格納容器バウンダリに 属する配管・弁</li> </ul>		<ol> <li>原子炉保護系 (アイソレーション)</li> <li>関連するプロセス計装</li> </ol>	原子炉容器内 冷却確認	<ul> <li>1次主冷却系(強制循環)</li> <li>の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>	①1次主冷却系 ②2次主冷却系	_	①原子炉出入口冷却           材温度、1次主冷           却系冷却材流量、           主冷却器出口冷却           材温度、2次主冷           却系冷却材流量				
L	隋離されることを推認する。				原子炉冷却材 バウンダリ及び 原子炉カバーガス 等のバウンダリ内 に放射性物質を 閉じ込め、貯留	・放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等の バウンダリを隔離する。	<ol> <li>①1次アルゴンガス系</li> <li>1)原子炉カバーガスの バウンダリに属する 容器・配管・弁(た だし、計装等の小口 径のものを除く。)</li> </ol>	_	<ol> <li>①原子炉カバーガス 圧力計</li> <li>②燃料破損検出系</li> </ol>				
					格納容器 アイソレーション 確認 下線部が枚納容	<ul> <li>「格納容器内圧力高」、</li> <li>「格納容器内温度高」、</li> <li>「格納容器内床上線量率</li> <li>高」により、原子炉保護系</li> <li>(アイソレーション)が動作し、工学的安全施設が自動的に作動し、隔離される</li> <li>ことを確認する。</li> <li>哭破損防止措置に使用す</li> </ul>	<ul> <li>①格納容器</li> <li>②格納容器バウンダリに属</li> <li>する配管・弁</li> <li>ろ 容 操林オ</li> </ul>	_	①原子炉保護系(ア         イソレーション)         ②アイソレーション         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)         (1)				

		変更前(2021.1	2.2 f	け補」	正)										変更	後																					
第4.2	2.12.2表 炉心排	員傷防止措置及び格納容署	导破指	助山	:措置	量の手	順及	及び	各	手順の所要時間			第4.3.	3. 1	15.3表 炉心損傷防止措	置の	)手順	頁及て	バ各	手																	
	必要な要員	と作業項目	10	20 30	経過 40 5	寺間(分) 0 60 9	0 120	180 2	240	備考			<u></u> 必要な要	夏と	作業項目	10	20 3	経i 0 40	局時間 50 €	(分 j0																	
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数)	手順の内容						*冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ワロボンの声:」い場度の方無す。*****				冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽行示のの第1114年の本告年・####				冷却材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損 ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出) ▽原子炉停止失敗と判断 ▽店かの楽」い過度の方幅ま当usc				+ 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中 中				わ 材流路閉塞による燃料要素の被覆管破損  ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による破損の検出)  ▽原子炉停止失敗と判断  ▽応ふの率」 い地体のすまままま。					手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数	()	手順の内容	▼冷却材 ▽: (	流路閉塞 事故発生( 燃料破損	による燃き の判断 検出系に。	料要素の よる破損	)被 の
	当直長	· 運転操作指揮							Ę				当直長		<ul> <li>運転操作指揮</li> </ul>					E																	
状況判断	運転員A、D	<ol> <li>2 ・事故発生の判断</li> </ol>								・燃料破損検出系(カバーガス法 燃料破損検出設備)により、燃料 要素の被覆管が破損したことを確 認する。		状況判断	運転員A、D	2	・事故発生の判断																						
炉心損傷 防止措置	運転員A	<ol> <li>原子炉手動停止</li> </ol>								<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁</li> <li>石励磁手動断、後備炉停止制御棒駆動機構による制御棒手動挿入又は</li> <li>後備炉停止制御棒駆動機構による</li> <li>後備炉停止制御棒駆動機構による</li> <li>後備炉停止制御棒手動挿入によ</li> <li>0</li> <li>0</li> <li>0</li> <li>2</li> <li>7</li> <li>8</li> <li>7</li> <li>8</li> <li>8</li> <li>7</li> <li>8</li> <li>7</li> <li>8</li> <li>8</li> <li>9</li> <li>8</li> <li>9</li> /ul>		炉心損傷 防止措置	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止</li> </ul>																						
	運転員B、C	2 · 原子炉容器内冷却確認							\$	<ul> <li>、 新 1 か と た い 5 。</li> <li>・ 1 次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次主冷却系(強制循環又は自然循環)及び主冷却機(強制通風又は自然通風)に異常等がないことを確認する。</li> </ul>			筆4 3 3	15	4表 格納容哭破捐防止	·措霍	青のヨ	ミ順万	<b>5</b> 7K	么																	
格納容器破損防止措置	運転員D	<ul> <li>原子炉冷却材バウンダリ及び原子炉カ</li> <li>パーガス等のバウンダリ内に放射性物質</li> <li>を閉じ込め、貯留</li> </ul>							5	・燃料が破損したと推定される場合、放射性物質を閉じ込めるため、原子炉カバーガス等のバウン ダリを隔離する。			<u></u>	10.	作業項目		<u> </u>	バスン 経 30 40	<u>過時間</u> 50	<u> </u>																	
	運転員A、E	2 ・格納容器アイソレーション確認							4	クリを隔離する。 <ul> <li>「格納容器内圧力高」、「格納 容器内温度高」、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護</li> <li>系(アイソレーション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す</li> </ul>		手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 手順の内容			▽冷却材流路閉塞による燃料] ▽事故発生の判断 (燃料破損検出系による) ▽原子炉停止失敗 ▽炉心の着しい損		よる破掛 大気破掛 大敗と判 い損傷の	→ の 初 い 町 有 期																		
										合は手動で隔離する。			当直長		・運転操作指揮					Ī																	
												状況判断	運転員A	1	<ul> <li>原子炉手動停止失敗と判断</li> </ul>																						
													運転員B、C	2	・原子炉容器内冷却確認					T																	
							運転員D	1	<ul> <li>原子炉冷却材パウンダリ及び原子炉カ パーガス等のパウンダリ内に放射性物質 を閉じ込め、貯留</li> </ul>					T																							
												格納容器破損防止措置	運転員A、E	2	・格納容器アイソレーション確認 ・格納容器手動アイソレーション	・ 柱 な い の ・ れ い 物		イソレー 動り操作となり 話扇維作を開く した失開 した大明 に たの の の した の の に に な り に の に に な り に の に の に の に の に の に の に の の に の の に の の に の の の に の の の の の の の の の の の の の の の の の の の の	ションは る。 なしたと 留状態の	→ → → · · · · · · · · · · · · · · · · ·																	
第 4. <u>2. ]</u> 第 4. <u>2. ]</u>	1 <u>2.1</u> 図 炉心損 1 <u>2.2</u> 図 冷却材 (核分裂生成ス	傷防止措置及び格納容器 流路閉塞(千鳥格子状) ゴスジェット衝突時の隣接	皮損隊 事故 *燃料	5止扌 被覆	昔置の	の対応 の温度:	云手) 推移	順の 多)	の概	要 (省略) (省略)		第 4. <u>3. :</u> 第 4. <u>3. :</u> (柞	<u>3. 15. 1</u> 図 炉, 3 <u>. 15. 2</u> 図 冷却 该分裂生成ガス	- - - - - - - - - - - - - -	員傷防止措置及び格納容 す流路閉塞(千鳥格子状) ェット衝突時の隣接燃料	- 器 · With a set of the set of t	_ 損防 黄管 G	」上推		▲ の 耗																	

手順の所要時間										
、分) ) 90 120 180 240	備考									
被覆管破損 20検出)										
4										
	・燃料破損検出系(遅発中性子法 燃料破損検出設備)により、燃料 要素の被覆管が破損したことを確 認する。									
	<ul> <li>・手動スクラム、制御棒保持電磁 石励磁手動断、後備炉停止制御棒堅 動機構による制御棒手動挿入又は 後備炉停止制御棒駆動機構による 後備炉停止制御棒手動挿入によ り、原子炉を停止する。</li> </ul>									

### 各手順の所要時間

(分) 60 90 120 180 240	備考
D被覆管破損 の検出) fi	
「無を判断	
	<ul> <li>・原子炉手動停止に失敗した場合 は原子炉手動停止失敗と判断する。</li> </ul>
	<ul> <li>1次主冷却系(強制循環)の運転状況を確認するとともに、2次 転状況を確認するとともに、2次 主冷却系(強制循環又は自然循 環)及び主冷却機(強制通風又は 自然通風)に異常等がないことを 確認する。</li> </ul>
	・燃料が破損したと推定される場 合、放射性物質を閉じ込めるた め、原子炉カバーガス等のパウン ダリを隔離する。
運転員の操作を介在し う設計している。このた こ員の役割は、隔離状態 判断した場合、手動アイ 操作実施後は、放射性 監視を継続する。	・「格納容器内圧力高」、「格納 容器内温度高」、「格納容器内床 上線量率高」により、原子炉保護 系(アイソレーション)が動作 し、工学的安全施設が自動的に作 動し、隔離されることを確認す る。 多量のナトリウムが格納容器床 上に噴出した場合は、噴出直後に 格納容器床上温度が60℃を超過し て原子炉保護系(アイソレ過ショ ン)が動作する。

の対応手順の概要 (変更なし)

移)

(変更なし)

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4.3 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷が想定される事故	4.4 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能が失われ、使用済燃料の損傷
4.3.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故	4.4.1 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故
(1) 事故の原因及び説明	(1) 事故の原因及び説明
使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電源喪失により、原子炉附属建物	使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故は、全交流動力電
使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失することで、冷却水の蒸発により使用	使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄化設備が機能を喪失するこ
済燃料の冠水が維持できなくなる事象として考える。	済燃料の冠水 <u>又は放射線の遮蔽機能</u> が維持できなくな <u>り、</u>
	<u>射線の放出に至る可能性があ</u> る事象として考える。
(2) 事故の拡大防止のための措置	(2) 事故の拡大防止のための措置
使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。な	使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故の拡大の防止の†
お、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。	お、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合れ
a. $\sim$ b.	a. $\sim$ b.
(省略)	(変更なし)
c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設	c. 水冷却池の水位の監視は、作業員が水位標に
<u>けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっても、作業員がその</u>	水位標を使用できない場合にあっても、作業員
水位を確認できるものとする。	認できるものとする。
d使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースに	d. 使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合
より、水冷却池に水を供給する。	り、水冷却池に水を供給する。なお、判断基準:
	却池上部の線量率は低く維持されることから、
	作業を実施することができる。
(3) 資機材	(3) 資機材
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措	使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における
置 <u>に</u> 使用する設備等は、可搬式ポンプ及びホースとする。	置 <u>として</u> 使用する設備等は、 <u>水冷却池、</u> 可搬式ポンプ及ひ
	は、「添付書類 8 10.11 多量の放射性物質等を放出する事
	材」に定める設計方針に基づき整備する。
(4) 作業と所要時間	(4) 作業と所要時間
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における事故の拡大を防止するための措	使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合における
置 <u>にあっては、訓練の実績等に鑑み、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必要な期</u>	置の手順及び各手順の所要時間を第4.4.1.1表に示す。監
間は、保守的に約2日間とする。	<u>要時間を含めた必要な要員数について確認した。措置に必</u>
	<u>制御室に常駐している運転員6名(「核原料物質、核燃料</u>
	<u>法律」に基づく原子炉施設保安規定において、中央制御室</u>
	<u>含む6名以上の運転員を確保することを定める。)で対処</u>
	可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要問
	80 分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止する†
	いては、作業員の招集時間も考慮して、保守的に2日後に
	<u>なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所</u>
	<u>設との同時被災を想定しても対処可能である。</u>
(5) 措置の有効性評価	(5) 措置の有効性評価
	<u>a. 有効性を評価するための評価項目</u>
	<u>措置に有効性があることを確認するため、以下の評価</u>

傷が想定される事故

電源喪失により、原子炉附属建物 ことで、冷却水の蒸発により使用 使用済燃料の破損又は多量の放

ための措置を以下に示す。な わせるものとする。

<u>こより目視等で確認する。また、</u> 員が液面検出器により水位を確

合、可搬式ポンプ及びホースによ <u>となる水位に至るまでは、水冷</u> 、作業員は水冷却池に近接して

る事故の拡大を防止するための措 びホースとする。<u>これらの設備等</u> 事故の拡大の防止のための資機

る事故の拡大を防止するための措 監視等の措置の項目、各措置の所 必要な運転員は2名であり、中央 物質及び原子炉の規制に関する 室に当直長1名、副当直長1名を 空可能である。 時間は、訓練等の実績に鑑みて約

ための措置の有効性の評価にお こ給水開始とする。

所内の他の試験研究用等原子炉施

項目を設定する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
	① 使用済燃料貯蔵設備の水冷却池の水位が使用済燃料
	<u>ル基準-5.75m) 以上であること。</u>
	② 使用済燃料頂部が冠水していること。
	使用済燃料頂部の上方 2mの基準は、放射線の遮蔽に必
	貯蔵設備における直接線及び散乱線によるガンマ線実効線
	<u>20μSv/h以下となる水位として定めたものである。</u>
	<u>b. 有効性評価</u>
	①解析条件
	使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池の
	水位が評価項目を満足することを評価する。以下に、当該
	- 1)有効性評価では、「添付書類 8 10.11 多量の放
	大の防止のための資機材」の「「使用済燃料貯蔵設
	<u>燃料の損傷が想定される事故」に係る資機材」</u> を用
	<u>効であることを合理的に判断できる時点</u> までを対象
	2) 水冷却池の初期水位は、通常運転時の水位(グラ)
	て、保守的にグラウンドレベル基準-1.1mとする。
	3)水冷却池の初期水量は、上記の初期水位に応じた
	4)水冷却池の初期水温は、水冷却池の設計値及び保
	42℃とする。
	状態での冷却水の蒸発によるもののみ考慮する。
	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
	<ul> <li>5 サイクル運転(1 サイクル: 60 日定格出力)</li> </ul>
	カ月を繰り返す工程とする。また、崩壊熱は、
	焼度に達するものとして計算した値を用いる。
	<ul> <li>炉内燃料貯蔵ラックにおいて、1 サイクル浴</li> </ul>
	ずつ水冷却池に 121 体(水冷却池の貯蔵容量 2
	- た値)に達するまで貯蔵し、その後、炉心燃料
	冷却池に移動することを仮定する。
	<ul> <li>事故発生までの崩壊熱の減衰は考慮するが、</li> </ul>
	慮しないものとする。
	②解析結果
使用済燃料貯蔵設備の冷却機能を喪失した場合の水冷却池の水位の変化を第4.3.1.1 図	ーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーーー
に示す。使用済燃料頂部より上方2m(グラウンドレベル基進-5.75m)まで水位が低下	図に示す。給水措置を講じない場合、使用溶燃料頂部のト
するまでの期間が約59日であるのに対し、水冷却池に水を供給する措置を講じるのに必	
要な期間は約2日間であり、当該措置に必要な期間は確保されている。	るのに必要な期間は2日間である。
	また、可搬式ポンプの吐出量は冷却水の蒸発速度を上回

<u>料頂部の上方 2m (グラウンドレベ</u>

公要な水位として、使用済燃料 ♪線量率の評価より、線量率が

<u>の水位変化を解析し、水冷却池の</u> 該評価に係る主要な条件を示す。 牧射性物質等を放出する事故の拡 設備の冷却機能が失われ、使用済 用いたものを対象とし、措置が有 象とする。

ウンドレベル基準-0.6m)に対し

<u> 580m³とする。</u>

R安規定における管理値に基づき

は断熱を仮定し、水面からの無風

用済燃料の崩壊熱は、以下の条件

<u>力運転、19 日停止)、定期検査 6</u> _ 炉心燃料集合体が一様に最高燃 <u>。</u>

冷却した炉心燃料集合体を 10 体 200 体から 1 炉心分 79 体を除い 料集合体を 1 炉心分(79 体)水

、事故発生後の崩壊熱の減衰は考

۱₀

☆却池の水位の変化を第 4.<u>4</u>.1.1 上方 2m(グラウンドレベル基準 であるのに対し、<u>給水</u>措置を講じ

回るものとするため、給水開始後

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後											
	<u>に水位が過度に低下することはなく、評価項目を満足する。なお、これらの給力</u>											
	確保に係る措置により、水冷却池の水位を維持することで、使用済燃料等の路											
	<u>る寸法及び形状は保持される。さらに、仮に使用済燃料等が損傷した場合に</u> <u>冷却池内の水により、環境への放射性物質の放出は低減される。</u>											
	<u>第</u>	5手順の所要時間										
		必要な要	夏員と作業項目	経過時間(分) 10 20 30 40 50 60 7/ 1 1 1 1 1 1	0 80 備考							
	手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数	:) 手順の内容	▽異常事象発生(外部電源喪失) ▽事故発生の判断(ディーゼル発電機(2基) ▽水冷却池の状態の点検と監視 ▽可搬式ポンプ及びホースを用	&)の自動起動失敗) 引いた 給水準備							
		当直長	·運転操作指揮									
	状況判断	運転員A	<ol> <li>事故発生の判断</li> </ol>		・全交流動力電源喪失により判断 する。							
		作業員A	<ol> <li>水冷却池の点検と監視</li> </ol>	点検 監視(継続)	<ul> <li>・事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の水 態を点検し、以降、監視を継続・ る。</li> </ul>							
	使用済燃料 損傷防止措置	作業員B、C、D、E	<ul> <li>・水冷却池への可搬式ポンプ及びホー</li> <li>4 用いた夏海湖からの給水準備*1</li> </ul>	-スを ・可搬式ポンプ及びホースを し、夏海湖から水冷却池への の準備を行う。								
	*1:水冷却池へ(	┃ の給水は、水冷却池の水位る	を監視しながら実施する。									
<ul> <li>第4.3.1.1 図 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故時の水冷却池水位の変化 (省略)</li> <li>4.3.2 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故 <ul> <li>(1)事故の原因及び説明</li> <li>使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故は、原子炉附属建物使用済燃料貯蔵設備の水冷却浄</li> </ul> </li> </ul>	第 4. <u>4. </u> 1 4. <u>4. </u> 2 (1	<ul> <li>.1図 使用済燃</li> <li>使用済燃料貯</li> <li>)事故の原因及</li> <li>使用済燃料貯</li> </ul>	事故時の水冷却池水位の 原子炉附属建物使用済炊 現象等により、使用済炊	立の変化 (変更なし)  済燃料貯蔵設備の水冷却洋								
くなる事象として考える。		<u>遮蔽機能が維持</u> ある事象として ⁵	できなくなり、使用済燃料 考える。	の破損又は多量の放射線	泉の放出に至る可能性が							
(2)事故の拡大防止のための措置	(2	 2) 事故の拡大防	5止のための措置									
使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大の防止のための措置を以下に示す。なお、		使用済燃料貯蔵	蔵設備冷却水喪失事故の拡大	大の防止のための措置を	を以下に示す。なお、事							
事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。	ī	故の状況に応じ [、]	て、これらの措置を適切に	組み合わせるものとする	5.							
a. $\sim$ b.	a. $\sim$ b.											
(省略)		(変更7	なし)									
c. 水冷却池には、その水位を測定でき、かつ、その異常を検知できる設備を設	設備を設c.水冷却池の水位の監視は、作業員が水位標により目視等で確認する。しがその水位標を使用できない場合にあっても、作業員が液面検出器により水体											
けるものとする。また、当該設備を使用できない場合にあっても、作業員がその												
水位を確認できるものとする。		認でき	るものとする。									
d水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合に、サイフォン現象等により、使用 済燃料等の冠水が維持できない状況に至ることがないようにサイフォンブレー		d. 水冷 [;] 燃料等	^{助浄化設備の配管破断が生} の冠水が維持できない状況	じた場合に、サイフォン 兄に至ることがないよう	ン現象等により、使用済 うにサイフォンブレーカ							
カーを設ける。なお、サイフォンブレーカーについては多様化するものとし、こ	- を設ける。											

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
のうち一つは、開口部を水面下に位置させる構造とすることで、水位の低下によ	水冷却浄化設備の配管破断が生じた場合、設
る開口部の開放により、受動的なサイフォンブレーク機能を有するものとする。	象に対しては、所定の水位で各配管に設置した
	動で「開」となり、サイフォン現象による水冷
	<u>a.</u>
	<u>サイフォンブレーカーは、通常状態において</u>
	<u>を設けたもの(サイフォンブレーク孔)であり</u>
	開放による受動的なサイフォンブレーク機能を
	このため、サイフォンブレーク止弁の機能喪
	料貯蔵設備冷却水喪失事故」にあっても、サイ
	水冷却池の水位の低下を抑止できる。
e 配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可搬式ポンプ及びホースにより、	e. 配管の破断により冷却機能を喪失した場合、可
水冷却池に水を供給する。	水冷却池に水を供給する。なお、判断基準となる
	上部の線量率は低く維持されることから、作業
	を実施することができる。
(3)資機材	(3) 資機材
使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置に使用する設備等は、	使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するため
水冷却浄化設備サイフォンブレーカー、可搬式ポンプ及びホースとする。	水冷却浄化設備サイフォンブレーカー、可搬式ポンプ及び
	使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するため
	は、 <u>水冷却池、</u> 水冷却浄化設備サイフォンブレーカー、可
	これらの設備等は、「添付書類8 10.11多量の放射性物質
	のための資機材」に定める設計方針に基づき整備する。
(4) 作業と所要時間	(4) 作業と所要時間
使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置 <u>の所要時間は、使用済</u>	使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するため
燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。	要時間を第4.4.2.1表に示す。監視等の措置の項目、各措
	員数について確認した。措置に必要な運転員は2名であり、
	転員6名(「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関
	<u>設保安規定において、中央制御室に当直長1名、副当直長</u>
	<u>確保することを定める。)で対処可能である。</u>
	可搬式ポンプ及びホースを用いた給水開始までの所要時
	80 分であることを踏まえ、使用済燃料の損傷を防止するた
	いては、作業員の招集時間も考慮して、保守的に2日後に
	なお、措置は、主に建物内で実施するため、大洗研究所
	<u>設との同時被災を想定しても対処可能である。</u>
(5) 措置の有効性評価	(5) 措置の有効性評価
使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するための措置の有効性は、使用済燃	使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の拡大を防止するため
料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである。	<u>4.4.1</u> 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故に同じである
	なお、使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故の初期水位は、
	レーカーの作動等により、グラウンドレベル基準-1.1m以」
	ウンドレベル基進-1.1mと設定していろ使用溶燃料貯蔵設備

設計基準の範囲で想定される事 たサイフォンブレーク止弁が自 令却池の水位の低下は抑止され

て、水面下となる配管に開口部 り、水位の低下による開口部の を有するものとする。

喪失により進展する「使用済燃 イフォンブレーカーによって、

J搬式ポンプ及びホースにより、 <u>る水位に至るまでは、水冷却池</u> 業員は水冷却池に近接して作業

こめの措置に使用する設備等は、 バホースとする。

こめの措置<u>として</u>使用する設備等 J搬式ポンプ及びホースとする。 賃等を放出する事故の拡大の防止

とめの措置の<u>手順及び各手順の所</u> <u>計置の所要時間を含めた必要な要</u> <u>)、中央制御室に常駐している運</u> 関する法律」に基づく原子炉施 <u>長1名を含む6名以上の運転員を</u>

<u>特間は、訓練等の実績に鑑みて約</u> とめの措置の有効性の評価にお _給水開始とする。

所内の他の試験研究用等原子炉施

とめの措置の有効性<u>評価</u>は、 る。

<u>は、水冷却浄化設備サイフォンブ</u> 上となるため、初期水位をグラ ご備冷却機能喪失事故の解析結果

### 変更後

に包絡される。

変更前(2021.12.2 付補正)

## 第4.4.2.1 表 使用済燃料貯蔵設備冷却水喪失事故時の手順及び各手順の所要時間

	必要な要員	員と作	■業項目		10	20	彩 30	E 過日 ) 4	寺間 0	(分) 50	60	70	8	0 備考
手順の項目	要員(名) 0項目 (作業に必要な要員数)		手順の内容	♥異常事象 ♥事故 ♥求、		2発生 故発生 水冷却 ▽可	(水生の)池 搬	( 冷却 助 利 聞 の 状 式 ポン	浄化 fí(水1 f(水1 がひ	設備( 位低警 点検と びホ・	の配 ⁴ 新報2 二 二 ス - - ス - - - - - - - - - - - - -	管破闘 をびえ	新) K冷	即池の点検結果) 給水準備
	当直長		・運転操作指揮							1				
状況判断	運転員A	1	・事故発生の判断											<ul> <li>・水冷却池の水位低警報の発報及 び水冷却池の点検結果により判断 する。</li> </ul>
	作業員A	1	水冷却池の点検と監視		点村	<b></b>			湖	.視(縦	<u></u> 継続)			<ul> <li>事故発生後、水冷却池の水位等のパラメータにより水冷却池の状態を点検し、以降、監視を継続する。</li> </ul>
使用済燃料 損傷防止措置	作業員B、C、D、E	4	<ul> <li>・水冷却池への可搬式ポンプ及びホースを</li> <li>用いた夏海湖からの給水準備*1</li> </ul>											<ul> <li>可搬式ポンプ及びホースを配置</li> <li>し、夏海湖から水冷却池への給水</li> <li>の準備を行う。</li> </ul>

*1:水冷却池への給水は、水冷却池の水位を監視しながら実施する。

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
4.4 大規模損壞	4.5 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象
	4.5.1 多量の放射性物質等を放出するおそれのある事故のな
	原子炉施設は、多量の放射性物質等を放出するおそれの
	該事故の拡大を防止するために必要な措置を講じたものと
	出するおそれのある事故は、発生頻度が設計基準事故より
	の放射線被ばく(実効線量の評価値が発生事故当たり 5mSv
	事故を対象とし、代表的事象を選定して、発生防止及び拡
	措置を講じる。
	<u>4.5.2 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の</u> な
	多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象として
	で想定した機能喪失の範囲を超えた事象の発生により、多
	ある事故(以下「BDBA」という。)対処設備及び手順が有効
	とし、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突
	著しい損傷(以下「炉心損傷」という。)及び格納容器の破
	<u>る事象として考える。</u>
	4.5.3 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象
	4.5.3.1 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の
(1)事故の原因及び説明	<u>故意による大型航空機の衝突にあっては、油火災と大規</u>
燃料体の損傷が想定される事故において、炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置を	<u>ととし、大型航空機から漏えいした燃料油及び衝突を受け</u>
講じたにもかかわらず、大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリ	いしたナトリウムによる大規模な火災を想定する。
ズム等により、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至る事象として考える。	大規模な自然災害にあっては、本原子炉施設の特徴を踏
	下)及び主冷却機建物に内包する設備が損壊し、漏えいし
	ム火災を想定する。大規模ナトリウム火災の想定に当たっ
	の損壊によるナトリウム漏えいを基本として想定する。格
	窒素雰囲気による不活性化が維持されない場合を想定する
	4.5.3.2 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象~
(2) 放射性物質の放出抑制措置	4.5.3.2.1 対策の基本的な考え方
大規模損壊において、事業所外への放射性物質の放出を抑制するための措置を以下に示	多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象の状
<u>す。なお、事故の状況に応じて、これらの措置を適切に組み合わせるものとする。</u>	震により複数の設備が同時に損壊している状態を含む。)
<u>a</u> . 放射性物質の放出低減機能や閉じ込め機能を有する設備・機器について、そ	炉心損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外
の復旧が可能な場合には、当該設備・機器を復旧し、放射性物質の放出を抑制す	柔軟かつ適切に組み合わせて対策を講じることを基本的
<u> 3.</u>	
<u>b.</u> 格納容器内の床上放射能レベルを測定するものとし、所定の値を超過した場	<u>4.5.3.2.2</u> 対策に係る戦略の概要
合には、工学的安全施設の作動により、格納容器から放出される放射性物質を	対策は、プラント状態及びその時点におけるリソース
低減する。なお、工学的安全施設は、手動操作によっても作動できるものとす	果を想定し、目標を「事業所外への放射性物質等の放出
る。	する。複数の対策を実施可能な場合の戦略について、炉

想定の基本的な考え方

ある事故が発生した場合において、当
 する。なお、多量の放射性物質等を放
 低いが、敷地周辺の公衆に対して過度
 を超えるもの)を与えるおそれのある
 広防止並びに影響緩和のために必要な

思定の基本的な考え方

、多量の放射性物質等を放出する事故 量の放射性物質等を放出するおそれの 加に機能しなかった事態を想定すること その他のテロリズム等により、炉心の を損並びに大規模なナトリウム火災に至

の想定

模なナトリウム火災の重畳を考えるこ た建物に内包する設備が損壊し、漏え

まえ、格納容器(床上)、格納容器(床 たナトリウムによる大規模なナトリウ っては、相対的に安全余裕が小さい機器 納容器(床下)は、機器の損壊に加え、 。

への対策に係る基本的な考え方

<u>
況(炉心損傷防止が困難な状態及び地</u> に応じて、大規模な火災の消火活動、 への放射性物質等の放出抑制対策等を な考え方とする。

から、最大限の努力により得られる結 抑制」として、優先順位を決定し、遂行 応損傷を回避できれば炉心からの多量

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
<u>c</u> . 格納容器(床上)において、冷却材であるナトリウムが漏えいし、燃焼して	の放射性物質等の放出が防止でき、周辺の作業環境の悪
いることが確認された場合には、特殊化学消火剤により消火する。	和対策を最優先とする。炉心損傷が回避できない場合に
<u>d</u> . 格納容器の漏えい箇所を調査し、目張り等の措置に努める。なお、当該措置	<u>ば格納容器からの多量の放射性物質等の放出が防止でき</u>
等の実施に当たっては、個人被ばくモニタリング設備(個人線量計)の着用等に	ことから、格納容器破損緩和対策を優先する。 炉心損傷
より、作業員の被ばく管理を行い、緊急作業時の線量限度を超えないものとす	大限行った場合においても、炉心損傷回避及び格納容器
る。また、必要に応じて、空気呼吸器を着用し、内部被ばくを低減できるものと	性物質等の放出抑制対策を実施する。なお、実施可能な
<u> </u>	並行して、放射性物質等の放出抑制対策を実施する。
<u>e</u> . 原子炉施設における放射性物質の濃度及び放射線量並びに周辺監視区域の境	<u>なお、これらの対策は、放射化したナトリウムによる</u>
界付近における放射線量を監視及び測定するための放射線管理施設による情報	<u>も考慮し、作業員が現実に実施可能な対策とする。また</u>
収集により、多量の放射性物質等が放出されているおそれがあることが判断さ	た場合、屋外で作業をしている要員は、中央制御室、現
れた場合には、格納容器の漏えい箇所からの放射性物質の放散を抑制するため、	<u>避し、プルーム通過後に、現地対策本部長の指示に基づ</u>
移動式揚重設備を用いて仮設カバーシートを敷設する。	
<u>f</u> . 仮設放水設備により、原子炉施設周辺に放水し、放射性物質の放出抑制に努	4.5.3.2.3 消火活動の概要
める。水源には、大洗研究所内の貯水を利用する。	大規模な火災が発生した場合における消火活動は、火
	定し、優先度が高く、かつ、消火活動が可能なものから、
	に多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象に係
	火の方法は、原則として以下による。
	① 格納容器内及び主冷却機建物内でのナトリウムの
	ス送気、特殊化学消火剤の散布により燃焼を抑制し
	大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。
	② 大型航空機の衝突による物理的損壊が発生してい
	剤等を使用し、可能な限り当該区画外への影響の
	<u>実施する。</u>
	③ 格納容器外及び主冷却機建物外での航空機燃料に
	要に応じて、特殊化学消火剤、乾燥砂消火剤を併用
	拡大を緩和するよう適切に消火活動を実施する。
	ては、対策を講じるために必要な消火活動を実施
	④ 状況に応じて2次冷却材の緊急ドレンや火災区域・
	⑤ 上記以外の火災については ABC 消火器又は仮設放z
	4.5.3.3 多重の放射性物質等を放出する事故を超える事家の
	多重の放射性物質等を放出する事故を超える事家が発生
	合における体制は、設計基準事故及び多重の放射性物質等
	いう。)に徐る仲制を基本とする。多重の放射性物質等を放
	<u> </u>
	<u> 古用により、大規模な火災の消火活動、炉心損傷緩和対策</u>
	<u>への放射性物質等の放出抑制対策等を柔軟かつ適切に組み</u>
	備する。要員の必要な力量を確保するために、要員への適
	<u>1回以上)に実施することを「核原料物質、核燃料物質及C</u>

<u>係化も防止できることから、炉心損傷緩</u>
こあっては、格納容器破損が回避できれ
、周辺の作業環境の悪化も防止できる
長及び格納容器破損緩和に係る努力を最
禄破損回避が困難となった場合に、放射
場合には、格納容器破損緩和対策等と
被ばく影響やナトリウム燃焼の危険性
、プルームが通過していると判断され
場指揮所又は緊急時対策所内に一時退
き作業を再開するものとする。
、災発見の都度、消火活動の優先度を判
順次消火活動を宝施すス 窒451ま
る相定及び消火活動の概要を示す。消
「小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小小
大相構な水災に対してけ アルゴンガ
可能な限り当該区面如への影響の折
し、可能な限り当該区四川、の影響の拡
ろ堪合け 特殊化学消水剤 乾燥砂消水
が大を経和するよう適切に消火活動を
よろ油火災には泡消火を基本とし、必
目し、可能な限り当該区面外への影響の
また、主冷却機建物外での油水災につい
+3.
<u>~~。</u> への不活性ガスの供給を実施する。
水設備等を使用する。
の発生に備えた体制の整備
を放出する事故等(以下「BDBA 等」と
女出する事故を超える事象に対して、施
「報及びその時点におけるリソース等の
低、格納容器破損緩和対策及び事業所外
合わせて対策を講じるための体制を整
短切な内容の教育及び訓練を定期的(年
♪原子炉の規制に関する法律」に基づく

<u>る事故を超える事象の発生に備えた手順書の整備</u>
<u>xを超える事象が発生するおそれがある場合又は発生し</u>
<u>♪損傷緩和対策、格納容器破損緩和対策及び事業所外~</u>
<u>いつ適切に組み合わせて対策を講じるための手順書を</u>
<u> なび原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設</u>
<u> 女射性物質等を放出する事故を超える事象への手順の</u>
・事故を超える事象の発生時において、BDBA 等に対する
<u>iを用いて崩壊熱を除去することを基本とし、一部、</u>
る事故を超える事象の発生に備えた資機材の整備
- 距離を確保して保管し、定期的に点検を実施すること
制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等に定
)であり、多量の放射性物質等を放出する事故を超える
<u>こした場合に調達する計画のものを含む。</u>
資機材を使用する対策
事業所外への放射性物質等の放出抑制対策
事業所外への放射性物質等の放出抑制対策、
大規模な火災の消火活動
大規模な火災の消火活動、
格納容器破損緩和対策
炉心損傷緩和対策
各対策
各対策
各対策

<u>た場</u> の放 <u>:備す</u> <u>宝安規</u> (安規 (安 を) 設 備 (搬型)

<u>た場</u> <u>地び</u> <u>と「核</u> める。 ,事象

変更前(2021.12.2 付補正)		2	変更後	
	<u>第4.5.1 表 多量の</u> <u>多量の放射性</u> <u>大型航空機の衝突</u>	<u>放射性物質等を放出する</u> 物質等を放出する事故を <u>大</u> 格納容器(床上)	<u>事故を超える事象に係る</u> 超える事象に係る想定及 :規模な自然災害(地震等 格納容器(床下)	<u>想定及び消火活動の概要</u> び <u>対応の概要</u> ) 主冷却機建物
	<ul> <li>・大型航空機が原子炉 施設に衝突し、大型 航空機から漏えいし た燃料油の大規模な 火災及び衝突を受け た建物に内包する設 備から漏えいしたナ トリウムの大規模な 火災に至る状態を仮 想する。</li> </ul>	<ul> <li>・原子炉容器の上部から格納容器(床上)に可出したナトリウムナリウムにより大規模なナトリウム火災に至る状態を仮想する。</li> <li>・回転プラグが浮き上がり、回転プラグの間隙から漏えいしたナトリウムがプール状に堆積して燃焼することを考える。</li> </ul>	<ul> <li>・格納容器(床下)に</li> <li>位置する冷却材を内</li> <li>包する冷却材を内</li> <li>包する冷却材を内</li> <li>包する次部材を内</li> <li>包する次部材を内</li> <li>し、漏えいしたナト</li> <li>リウムにより大規模</li> <li>なナトリウム火災に</li> <li>至る状態を仮想す</li> <li>る。</li> <li>・原子炉運転中に保有</li> <li>するナトリウム量及</li> <li>びフラジリティに鑑</li> <li>み、オーバフロータ</li> <li>ンクが破損してナト</li> <li>リウムが漏えいする</li> <li>とともに、格納容器</li> <li>(床上)と(床下)</li> <li>のバウンダリに間隙</li> <li>が生じて格納容器</li> <li>(床下)に空気が流</li> <li>入し、窒素雰囲気に</li> <li>よる不活たトリウム</li> <li>が燃焼することを考</li> <li>える。</li> </ul>	<ul> <li>・主冷却機建物に位置 <u>する2次冷却材を内</u> <u>包する設備が破損</u> <u>し、主冷却機建物に</u> <u>漏えいしたナトリウ</u> <u>ムにより大規模なナ</u> <u>トリウム火災に至る</u> <u>状態を仮想する。</u></li> <li>・原子炉運転中に保有 <u>するナトリウム量及</u> <u>びフラジリティに鑑</u> <u>み、2次冷却材ダン</u> <u>プタンクが破損、ナ</u> <u>トリウムが漏えい</u> <u>し、燃焼することを</u> <u>考える。</u></li> </ul>
	【火災の消火活動】           ・特殊化学消火剤を散           布し、油火災及びナ           トリウム火災の影響           を緩和する。	【ナトリウム火災の消火活動】         火活動】         ・仮設不活性ガス送気         設備により、アルゴンガスを格納容器         ンガスを格納容器         (床上)に送気して         ナトリウムプールの         表面を覆い、空気と         の反応を抑制してナ         トリウム燃焼の影響         を緩和する。         ・可能な場合には、特         殊化学消火剤による         消火に努める。	【ナトリウム火災の消火活動】         火活動】         ・仮設不活性ガス送気         設備により、アルゴンガスを格納容器         (床上)と(床下)         のバウンダリ近傍に         送気し、格納容器         (床下)への空気の         流入を抑制すること         によりナトリウム燃         焼の影響を緩和する。         ・可能な場合には、格         納容器(床上)と         (床下)のバウンダ         リの間隙の目張り等         に努める。	【ナトリウム火災の消火活動】         火活動】         ・仮設不活性ガス送気         設備により、アルゴンガスを2次冷却材         グンプタンク室に送気してナトリウムプロルの表面を覆い、空気との反応を抑制してナトリウム燃焼の影響を緩和する。         ・可能な場合には、特殊化学消火剤による消火に努める。

# 第4.5.2 表 多量の放射性物質等を放出する事故を超える事象への手順の概要

<ul> <li>燃料体の損傷に         係る多量の放射         性物質等を放出         する事故を超え         る事象の想定     </li> </ul>	<u>大規模な火災が発</u> <u>生した場合の消火</u> 活動	<u>炉心損傷緩和対</u> <u>策</u>	<u>格納容器破損緩和</u> <u>対策</u>	<u>放射性物質等の</u> <u>放出抑制対策</u>
大型航空機の衝         突による油火災         及び大規模なナ         トリウム火災         格納容器内にお         ける大規模なナ         トリウム火災         主冷却機建物内         における大規模         なナトリウム火         災	<ul> <li>・原子力安全(電 源、冷却機能)の 確保のための消 火</li> <li>・原子力安全(閉 じ込め機能)への影響緩和のための消火</li> <li>・アクセスルート・操作箇所の確保のための消火</li> <li>・上記以外の火災 は対応可能な段 階になってから、可能な範囲 で消火する。</li> </ul>	<ul> <li>・機能を喪失して</li> <li>いない設備、可</li> <li>搬型等の設備</li> <li>を用いて崩壊</li> <li>熱を除去し、炉</li> <li>心の著しい損</li> <li>傷を緩和</li> <li>・上記に係る運搬</li> <li>ルートの整地</li> </ul>	<ul> <li>・機能を喪失して いない設備、可 搬型の設備を設備、可 搬型の崩壊熱容 支し、格和 ・ を援気設合用 がる 支援気設合用 がる 支気設合用 がる 支気設合用 がる 大規模な抑い て、大規模な抑制 し、格納 る 援 和 ・ 上記に係る運搬 ルートの整地</li> </ul>	<ul> <li>・格納容器の目張り</li> <li>・仮設カバーシートの敷設</li> <li>・仮設放水設備による原子炉施設周辺への放水</li> <li>・上記に係る運搬ルートの整地</li> </ul>

変更後

変更前(2021.12.2 付補正)

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表

【添付書類 10 (5. 参考文献)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
5. 参考文献	5. 参考文献
<ul> <li>(1)原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定(平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)</li> <li>(2)原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 2 年 8 月 30 日決定(平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)</li> </ul>	<ul> <li>(1)原子力安全委員会、「高速増殖炉の安全性の評価の考え方」、昭和 55 年 11 月 6 日決定(平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)</li> <li>(2)原子力安全委員会、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成 2 年 8 月 30 日決定(平成 13 年 3 月 29 日一部改訂)</li> </ul>
<ul> <li>(3)原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成3年7</li> <li>月18日決定(平成13年3月29日一部改訂)</li> </ul>	<ul> <li>(3)原子力安全委員会、「水冷却型試験研究用原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、平成3年7</li> <li>月18日決定(平成13年3月29日一部改訂)</li> </ul>
<ul> <li>(4) 日本原子力研究所、「FPGS-3コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新(高速原型炉の崩壊熱解析-VI)」、JAERI-memo 57-056 (1982)</li> </ul>	<ul> <li>(4) 日本原子力研究所、「FPGS-3コードの改良と核データおよびγ線ライブラリーの更新(高速原型炉の崩壊熱解析-VI)」、JAERI-memo 57-056 (1982)</li> </ul>
(5)動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85- 12(1985)	(5)動力炉・核燃料開発事業団、「高速増殖炉の安全解析に用いるコードについて」、PNC TN241 85- 12(1985)
<ul> <li>(6)日本原子力研究開発機構、「Super-COPDを用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023</li> </ul>	(6) 日本原子力研究開発機構、「Super-COPDを用いた「もんじゅ」炉心安全解析モデルの構築」、JAEA-Data/Code 2010-023
(7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.	<ul> <li>(7) H. Ohshima and H. Narita, "Thermal-hydraulic analysis of fast reactor fuel subassembly with porous blockages", ISSCA-4(1997), p. 323-333.</li> <li>(8) "Age-dependent Doses to Members of the Public from Intake of Radionuclides : Part 4</li> </ul>
	<u>Inhalation Dose Coefficients, ICRP Publication 71, 1995.</u> (9) R. E. Wilson, et al, Experimental Evaluation of Fission-Gas Release in LMFBR <u>Subassemblies Using an Electrically Heated Test Section with Sodium as Coolant, ANL-</u> 8036(1973)
(8) 原子力規制委員会、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有 効性評価に関する審査ガイド」、平成25年6月19日制定	(10) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, Sa. Kondo, K. Morita, M. Sugaya, M. Mizuno, S. Hosono and T. Kondo, "SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2.A Model Summary and Program Description," JNC TN9400 2003- 070 (August 2003).
(9) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, K. Morita, W. Maschek, P. Coste and T. Cadiou, "The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and Its Application to Sodium Experiments," Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).	( <u>11</u> ) Y. Tobita, Sa. Kondo, H. Yamano, K. Morita, W. Maschek, P. Coste and T. Cadiou, "The Development of SIMMER-III, An Advanced Computer Program for LMFR Safety Analysis and Its Application to Sodium Experiments," Nuclear Technology, Vol. 153, No. 3, pp. 245-255 (March 2006).
( <u>10</u> ) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dinamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).	( <u>12</u> ) ANSYS, Inc., ANSYS Fluid Dinamics Verification Manual, Release 15.0, (2013).
<ul> <li>(<u>11</u>) T. Suzuki, Y. Tobita, K. Kawada, H. Tagami, J. Sogabe, K. Matsuba, K. Ito, and H. Ohshima, "A Preliminary Evaluation of Unprotected Loss-of-flow Accident for A Prototype Fast-Breeder Reactor", Nucl. Eng. Technol., 47 (2015), pp. 240-252.</li> <li>(<u>12</u>) H. Yamano, S. Fujita, Y. Tobita, Sa. Kondo, K. Morita, M. Sugaya, M. Mizuno, S. Hosono and T. Kondo, "SIMMER-IV: A Three-Dimensional Computer Program for LMFR Core Disruptive Accident Analysis, Version 2. A Model Summary and Program Description," JNC TN9400 2003-</li> </ul>	( <u>13</u> ) T. Suzuki, Y. Tobita, K. Kawada, H. Tagami, J. Sogabe, K. Matsuba, K. Ito, and H. Ohshima, "A Preliminary Evaluation of Unprotected Loss-of-flow Accident for A Prototype Fast-Breeder Reactor", Nucl. Eng. Technol., 47 (2015), pp. 240-252.
$\frac{070 \text{ (August 2003).}}{(12) \text{ ANSYS AUTODYN upon's menual: release 15.0 ANSYS Inc. Depression USA (2012)}$	(14) ANSVS AUTODVN user's menual: release 15.0 ANSVS The Depresive USA (2012)
( <u>14</u> ) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani and O. Miyake, "Integrated Analysis	( <u>15</u> ) S. Kondo, N. Nonaka, H. Niwa, I. Sato, A. Furutani and O. Miyake, "Integrated Analysis

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences," Proceedings of the International	of In-Vessel and Ex-Vessel Severe-Accident Sequences,"
Fast Reactor Safety Meeting (1990), Vol.IV, pp.1 –12.	Fast Reactor Safety Meeting (1990), Vol.IV, pp.1 –12.
( <u>15</u> ) K. K. Murata, D. E. Carroll, K. D. Bergeron, G. D. Valdez, "CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A	( <u>16</u> ) K. K. Murata, D. E. Carroll, K. D. Bergeron, G. D. Va
Computer Code for Containment Analysis of Accidents in Liquid-Metal-Cooled Nuclear	Computer Code for Containment Analysis of Accidents
Reactors", SAND91-1490, January 1993.	Reactors", SAND91-1490, January 1993.
( <u>16</u> ) S. Miyahara, H. Seino, S. Ohno, K. Konishi, "Development of Fast Reactor Containment	( <u>17</u> ) S. Miyahara, H. Seino, S. Ohno, K. Konishi, "Develop
Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Development Project", ICONE23-1586,	Safety Analysis Code, CONTAIN-LMR (1) Outline of Devel
Мау 2015.	Мау 2015.
( <u>17</u> )日本機械学会、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第 I 編 軽水炉規格(2016)」	( <u>18</u> )日本機械学会、「発電用原子力設備規格 設計・建設規格 第

" Proceedings of the International

Valdez, "CONTAIN LMR/1B-Mod.1, A nts in Liquid-Metal-Cooled Nuclear

lopment of Fast Reactor Containment evelopment Project", ICONE23-1586,

第 I 編 軽水炉規格 (2016)」

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類 10(追補)】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
(なし)	(追加) <u>追補VI.1 FMEA</u> による事象選定の妥当性確認について(MK-IV炉, <u>(</u> 省略)
(なし)	(追加) <u>追補VI.2「1次冷却材漏えい事故」における配管破損規模の想定</u> <u>(省略)</u>
(なし)	(追加) <u>追補Ⅶ.1 炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故</u> <u>(省略)</u>
(なし)	(追加) <u>追補VII.2</u> 炉心損傷防止措置及び格納容器破損防止措置の有効性 <u>(省略)</u>
(なし)	<ul> <li>(追加)</li> <li>追補VII.3 1次冷却材漏えい(安全容器内配管(内管)破損)及</li> <li>事故の炉内事象過程の計算について</li> <li>(省略)</li> </ul>
(なし)	(追加) <u>追補Ⅶ.4 使用済燃料貯蔵設備冷却機能喪失事故における計算</u> <u>(省略)</u>

ī心)

定及び液位への影響

女の選定について

<u> 
註評価に使用する計算コードについて</u>

及び安全容器内配管(外管)破損の重畳

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構大洗研究所(南地区)

原子炉設置変更許可申請書(高速実験炉原子炉施設の変更)の本文及び添付書類の一部補正(第3回)の新旧対比表 【添付書類 11】

変更前(2021.12.2 付補正)	変更後
1. 保安活動における品質管理に必要な体制	1. 保安活動における品質管理に必要な体制
(省略)	(変更なし)
2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動	2. 設計及び工事等に係る品質マネジメント活動
(省略)	(変更なし)



