

東北電原技第3号

令和5年7月4日

原子力規制委員会 殿

仙台市青葉区本町一丁目7番1号

東北電力株式会社

取締役社長 社長執行役員

樋口 康二郎

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書

(2号発電用原子炉施設の変更)

核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第43条の3の8第1項の規定に基づき，下記のとおり女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可の申請をいたします。

記

一 氏名又は名称及び住所並びに代表者の氏名

氏名又は名称 東北電力株式会社

住 所 仙台市青葉区本町一丁目7番1号

代表者の氏名 取締役社長 社長執行役員

樋口 康二郎

二 変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	女川原子力発電所
所 在 地	宮城県牡鹿郡女川町及び石巻市

三 変更の内容

昭和 45 年 12 月 10 日付け，45 原第 7662 号をもって設置許可を受け，別紙 1 のとおり設置変更許可を受け，また届出た女川原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の記載事項中，次の事項の記述の一部を別紙 2 のとおり変更する。

- 五 発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備
- 十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

四 変更の理由

- (1) 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改正に伴い，所内常設直流電源設備（3 系統目）を設置する。
- (2) 固体廃棄物処理系の固化装置の固化材をプラスチックからセメントに変更する。

五 工事計画

本変更に伴う工事の計画は，別紙 3 のとおりである。

別紙 1

設置変更許可等の経緯

1号炉

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
昭和 49 年 6 月 22 日	49 原第 2724 号	原子炉施設の変更 活性炭式希ガスホールドアップ装置, グランド蒸気発生器, 蒸発濃縮装置等の採用
昭和 53 年 10 月 3 日	53 安（原規）第 304 号	原子炉施設の変更 (1) 8×8 型燃料集合体の採用 (2) 非常用ガス処理系等の工学的安全施設の変更 (3) 復水器冷却水の水中放流方式の採用 (4) 新しい炉心熱特性評価方法の採用等
昭和 55 年 7 月 24 日	54 資庁第 12994 号	原子炉施設の変更 (1) 使用済燃料の貯蔵能力の増強 (2) 安全弁の吹出し場所の変更 (3) 液体廃棄物の処理方法の改善, 固体廃棄物の貯蔵能力の増強 (4) サプレッション・プール水貯蔵タンクの新設 (5) 換気系の換気方法の変更等
昭和 58 年 4 月 5 日	57 資庁第 12963 号	原子炉施設の変更 (1) 新型 8×8 燃料の採用 (2) 敷地の拡大 使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 61 年 6 月 26 日	60 資庁第 15211 号	原子炉施設の変更 (1) 新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の採用 (2) 固体廃棄物焼却設備の設置
平成 3 年 7 月 24 日	2 資庁第 9675 号	原子炉施設の変更 (1) 高燃焼度 8×8 燃料の採用 (2) プラスチック固化式固化装置の共用化 (3) サイトバンカの設置 (4) ハフニウム型制御棒の採用 使用済燃料の処分の方法の変更

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
平成 9 年 8 月 28 日	平成 09・02・18 資第 12 号	原子炉施設の変更 2号及び3号炉の使用済燃料貯蔵 設備等の1号炉との共用化
平成 11 年 4 月 14 日	平成 10・05・29 資第 8 号	原子炉施設の変更 9×9燃料の採用
平成 12 年 3 月 30 日	平成 11・12・20 資第 14 号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成 14 年 9 月 12 日	平成 14・06・21 原第 1 号	原子炉施設の変更 残留熱除去系の蒸気凝縮機能の削 除
平成 17 年 7 月 26 日	平成 16・12・03 原第 2 号	原子炉施設の変更 不燃性雑固体廃棄物の処理方法に 固型化処理を採用
平成 24 年 3 月 27 日	平成 23・03・01 原第 12 号	原子炉施設の変更 固体廃棄物の貯蔵能力の増強
平成 25 年 12 月 24 日 〔平成 26 年 3 月 25 日 一部補正〕	東北電原技第 6 号 (東北電原技第 10 号)	原子力規制委員会設置法附則第 23 条 第 1 項に基づく届出
平成 28 年 11 月 2 日	原規規発第 16110220 号	使用済燃料の処分の方法の変更
令和 2 年 4 月 1 日	東北電原技第 3 号	原子力利用における安全対策の強化 のための核原料物質、核燃料物質及 び原子炉の規制に関する法律等の一 部を改正する法律附則第 5 条第 4 項 で準用する同法附則第 4 条第 1 項に 基づく届出

2号炉

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
平成元年2月28日	62資庁第5442号	2号炉増設
平成3年7月24日	2資庁第9675号	原子炉施設の変更 (1) 高燃焼度8×8燃料の採用 (2) プラスチック固化式固化装置の共用化 (3) サイトバンカの設置 (4) 起動領域モニタの採用 (5) 主蒸気隔離弁形式の変更
平成9年8月28日	平成09・02・18資第12号	原子炉施設の変更 2号及び3号炉の使用済燃料貯蔵設備等の1号炉との共用化
平成11年4月14日	平成10・05・29資第8号	原子炉施設の変更 9×9燃料の採用
平成12年3月30日	平成11・12・20資第14号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成17年7月26日	平成16・12・03原第2号	原子炉施設の変更 不燃性雑固体廃棄物の処理方法に固型化処理を採用
平成24年3月27日	平成23・03・01原第12号	原子炉施設の変更 固体廃棄物の貯蔵能力の増強
平成25年12月24日 〔平成26年3月25日 一部補正〕	東北電原技第6号 (東北電原技第10号)	原子力規制委員会設置法附則第23条第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発第16110220号	使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年2月26日	原規規発第2002261号	発電用原子炉施設の変更 (1) 改正された核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の施行に伴う、設計基準対象施設及び重大事故等対処施設の設置及び体制の整備等 (2) 記載事項の一部を関係法令の規定と整合した記載形式への変更
令和2年4月1日	東北電原技第3号	原子力利用における安全対策の強化のための核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律等の一部を改正する法律附則第5条第4項で準用する同法附則第4条第1項に基づく届出

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
令和4年6月1日	原規規発第 2206019 号	発電用原子炉施設の変更 2号炉における中央制御室，緊急 時対策所等に対して，有毒ガスの 発生に対する防護方針について記 載

3号炉

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
平成8年4月12日	6資庁第7265号	3号炉増設
平成9年8月28日	平成09・02・18資第12号	原子炉施設の変更 2号及び3号炉の使用済燃料貯蔵 設備等の1号炉との共用化
平成11年4月14日	平成10・05・29資第8号	原子炉施設の変更 9×9燃料の採用
平成12年3月30日	平成11・12・20資第14号	使用済燃料の処分の方法の変更
平成17年7月26日	平成16・12・03原第2号	原子炉施設の変更 不燃性雑固体廃棄物の処理方法に 固型化処理を採用
平成22年1月8日	平成20・11・06原第13号	原子炉施設の変更 MOX燃料を取替燃料の一部とし て採用
平成24年3月27日	平成23・03・01原第12号	原子炉施設の変更 固体廃棄物の貯蔵能力の増強
平成25年12月24日 〔平成26年3月25日 一部補正〕	東北電原技第6号 (東北電原技第10号)	原子力規制委員会設置法附則第23条 第1項に基づく届出
平成28年11月2日	原規規発第16110220号	使用済燃料の処分の方法の変更
令和2年4月1日	東北電原技第3号	原子力利用における安全対策の強化 のための核原料物質、核燃料物質及 び原子炉の規制に関する法律等の一 部を改正する法律附則第5条第4項 で準用する同法附則第4条第1項に 基づく届出

別紙 2

変 更 の 内 容

五 発電用原子炉及びその附属施設の位置，構造及び設備

2号炉に関して記述を以下のとおり変更する。

「ロ 発電用原子炉施設の一般構造」の記述を以下のとおり変更する。

ロ 発電用原子炉施設の一般構造

「(3) その他の主要な構造」の「(i)」の「a. 設計基準対象施設」の「(g) 安全施設」の(g-3)の記述を以下のとおり変更する。

(3) その他の主要な構造

(i)

a. 設計基準対象施設

(g) 安全施設

(g-3) 重要安全施設は，発電用原子炉施設間で原則共用又は相互に接続しないものとするが，安全性が向上する場合は，共用又は相互に接続することを考慮する。

なお，発電用原子炉施設間で共用又は相互に接続する重要安全施設は無いことから，共用又は相互に接続することを考慮する必要はない。

安全施設（重要安全施設を除く。）を共用又は相互に接続する場合には，発電用原子炉施設の安全性を損なわない設計とする。

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設のうち，使用済燃料プール（使用済燃料貯蔵ラックを含む。），燃料プール冷却浄化系設備，燃料プール冷却浄化系の燃料プール注入逆止弁は，1号

炉と共用することで、1号炉の使用済燃料を2号炉の使用済燃料プールに貯蔵することが可能な設計としている。設備容量の範囲内で運用することにより、燃料プール冷却浄化系の冷却能力が不足しないようにすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。燃料交換機及び原子炉建屋クレーンは、1号炉と共用するが、1号炉の使用済燃料、輸送容器等の吊り荷重を考慮した設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

通信連絡設備は、1号、2号及び3号炉で共用するが、各号炉に係る通信・通話に必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

放射性廃棄物の廃棄施設のうち、排気筒の支持構造物は、3号炉と共用するが、支持機能を十分維持できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

固体廃棄物処理系のうち、固体廃棄物貯蔵所、固体廃棄物焼却設備、サイトバンカ設備、雑固体廃棄物保管室は、1号、2号及び3号炉で共用しているが、放射性廃棄物の予想発生量に対して必要な処理容量又は貯蔵容量を考慮することで共用により安全性を損なわない設計とする。

放射線管理施設のうち、放射能測定室は、1号炉と共用しているが、試料の分析等を行うために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。焼却炉建屋排気口モニタ、サイトバンカ建屋排気口モニタ、放射性廃棄物放出水モニタ、焼却炉建屋放射線モニタ、サイトバンカ建屋放射線モニタは、女川原子力発電所共用エリア又は設備

における放射線量率等を測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。固定モニタリング設備、放射能観測車、気象観測設備は、女川原子力発電所の共通の対象である発電所周辺の放射線等を監視、測定するために必要な仕様を満足する設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

原子炉格納施設のうち、液体窒素蒸発装置は、3号炉と共用しているが、各号炉に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

常用電源設備のうち、275kV送電線、275kV開閉所、66kV送電線、66kV開閉所、予備電源盤は、1号、2号及び3号炉で共用するが、各号炉の必要負荷容量を満足する設計とすること、また、各号炉に遮断器を設け、短絡・地絡等の故障が発生した場合、故障箇所を隔離し、他号炉へ影響を及ぼさない設計とし、共用箇所の故障により外部電源を受電できなくなった場合は、非常用ディーゼル発電機（高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を含む。）により各号炉の非常用所内電源系に給電できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

補助ボイラーのうち、補助ボイラー、加熱蒸気及び復水戻り系は、1号炉と共用するが、各号炉に必要な容量を確保するとともに、接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

火災防護設備のうち、消火系（消火ポンプ、消火水槽）は、1号炉と共用するが、各号炉に必要な容量を確保するとともに、

接続部の弁を閉操作することにより隔離できる設計とすることで、共用により安全性を損なわない設計とする。

常用電源設備のうち、共通用高圧母線（1～2号炉間及び2～3号炉間）は、1号及び2号炉、2号及び3号炉で相互接続しているが、電源融通時に何らかの要因で電気故障が発生した場合、遮断器により故障箇所を隔離し、他の号炉へ影響を及ぼさない設計とすることで、相互接続により安全性を損なわない設計とする。

「ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備」の記述を以下のとおり変更する。

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

「(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力」の「(ii) 使用済燃料プールの冷却等のための設備」の記述を以下のとおり変更する。

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(ii) 使用済燃料プールの冷却等のための設備

使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、及び臨界を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失し、又は使用済燃料プールからの小規模な水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止できるよう使用済燃料プールの水位を維持するための設備として、燃料プール代替注水系（常設配管）及び燃料プール代替注水系（可搬型）を設ける。

また、使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合においても使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷を緩和し、及び臨界を防止するための設備として、燃料プールスプレイ系（常設配管）及び燃料プールスプレイ系（可搬型）を設ける。

使用済燃料プールに接続する配管の破損等により、燃料プール冷却浄化系配管からサイフォン現象による水の漏えいが発生した場合に、漏えいの継続を防止するため、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部にサイフオンブレイク孔を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、使用済燃料プール内燃料体等の著しい損傷に至った場合において大気への放射性物質の拡散を抑制するための設備として放水設備（大気への拡散抑制設備）を設ける。

使用済燃料プールの冷却等のための設備のうち、重大事故等において、使用済燃料プールの状態を監視するための設備として、使用済燃料プールの監視設備を設ける。

a. 使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，二，(3)，(ii)，a.使用済燃料プールの冷却機能若しくは注水機能の喪失時又は使用済燃料プール水の小規模な漏えい発生時に用いる設備の記載内容に同じ。

b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，ニ，(3)，(ii)，b. 使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時に用いる設備の記載内容に同じ。

c. 重大事故等時の使用済燃料プールの監視に用いる設備

(a) 使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視

使用済燃料プールの監視設備として，使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式），使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，想定される重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能な設計とする。

また，使用済燃料プール監視カメラは，想定される重大事故等時の使用済燃料プールの状態を監視できる設計とする。

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能であり，使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）及び使用済燃料プール監視カメラは，常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。

d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，ニ，(3)，(ii)，d. 使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響を防止するための設備の記載内容に同じ。

常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型代替直流電源設備については，「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

使用済燃料プール監視設備

使用済燃料プール水位/温度（ガイドパルス式）

（「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 水位 1

温度 1（検出点2箇所）

使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）

（「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 1（検出点15箇所）

使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量，低線量）

（「チ(1)(iii) 放射線監視設備」他と兼用）

使用済燃料プール監視カメラ

（「ヘ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

種 類 可視光カメラ

個 数 1

燃料プール冷却浄化系

燃料プール冷却浄化系ポンプ

(「ニ(3)(i) 燃料プール冷却浄化系」と兼用)

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 160m³/h

全 揚 程 約 80m

燃料プール冷却浄化系熱交換器

(「ニ(3)(i) 燃料プール冷却浄化系」と兼用)

基 数 1 (予備 1)

伝 熱 容 量 約 1.26MW

[可搬型重大事故等対処設備]

燃料プール代替注水系 (常設配管), 燃料プール代替注水系 (可搬型), 燃料プールのスプレイ系 (常設配管) 及び燃料プールのスプレイ系 (可搬型)

大容量送水ポンプ (タイプ I)

(「ホ(3)(ii) b. (c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」, 「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」, 「リ(3)(ii) a. 原子炉格納容器内の冷却等のための設備」, 「リ(3)(ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「リ(3)(ii) c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」 及び 「ホ(4)(vi) 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

台 数 4 (予備 1)

容 量 約 1,440m³/h (1台あたり)

揚 程 約 122m

スプレイノズル

個 数 12 (予備 1)

放水設備 (大気への拡散抑制設備)

大容量送水ポンプ (タイプ II)

(「ホ(4)(vi) 重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」他
と兼用)

放水砲

(「リ(3)(ii)e. 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するた
めの設備」と兼用)

原子炉補機代替冷却水系

熱交換器ユニット

(「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」
他と兼用)

大容量送水ポンプ (タイプ I)

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料プールの冷却等のための設備」他と
兼用)

「ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備」の記述を以下のとおり変更する。

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

「(3) 非常用冷却設備」の「(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造」の「b. 重大事故等対処設備」の「(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」の記述を以下のとおり変更する。

(3) 非常用冷却設備

(ii) 主要な機器及び管の個数及び構造

b. 重大事故等対処設備

(a) 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態であって、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の冷却機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置する。

原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための設備のうち、炉心を冷却するための設備として、高圧代替注水系を設ける。また、設計基準事故対処設備である高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が全交流動力電源及び常設直流電源系統の機能喪失により起動できない、かつ、中央制御室からの操作により高圧代替注水系を起動できない場合に、高圧代替注水系及び原子炉隔離時冷却系を現場操作により起動させる。

(a-1) フロントライン系故障時に用いる設備

(a-1-1) 高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却

高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系が機能喪失した場合の重大事故等対処設備として、高圧代替注水系は、蒸気タービン駆動ポンプにより復水貯蔵タンクの水を高圧炉心スプレイ系等を経由して、原子炉圧力容器へ注水することで炉心を冷却できる設計とする。

高圧代替注水系は、所内常設蓄電式直流電源設備からの給電が可能な設計とし、所内常設蓄電式直流電源設備が機能喪失した場合でも、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とし、中央制御室からの操作が可能な設計とする。また、高圧代替注水系は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型代替直流電源設備の機能喪失により中央制御室からの操作ができない場合においても、現場での人力による弁の操作により、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策及び原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時の冷却対策の準備が整うまでの期間にわたり、発電用原子炉の冷却を継続できる設計とする。

なお、人力による措置は容易に行える設計とする。

(a-2) サポート系故障時に用いる設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(3)、(ii)、b、

(a), (a-2) サポート系故障時に用いる設備の記載内容に同じ。

(a-3) 監視及び制御に用いる設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，ホ，(3)，(ii)，b，(a)，(a-3) 監視及び制御に用いる設備の記載内容に同じ。

(a-4) 事象進展抑制のために用いる設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，ホ，(3)，(ii)，b，(a)，(a-4) 事象進展抑制のために用いる設備の記載内容に同じ。

[常設重大事故等対処設備]

高圧代替注水系

高圧代替注水系ポンプ

（「リ(3)(ii)c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」と兼用）

台	数	1	
容	量	約 90.8m ³ /h	
全	揚	程	約 882m

ほう酸水注入系

ほう酸水注入系ポンプ

（「へ(4) 非常用制御設備」他と兼用）

ほう酸水注入系貯蔵タンク

（「へ(4) 非常用制御設備」他と兼用）

「(4) その他の主要な事項」の記述を以下のとおり変更する。

(4) その他の主要な事項

その他主要な設備として、以下のものを設置する。

(i) 残留熱除去系

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(4)、(i)残留熱除去系の記載内容に同じ。

(ii) 原子炉隔離時冷却系

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(4)、(ii)原子炉隔離時冷却系の記載内容に同じ。

(iii) 原子炉冷却材浄化系

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(4)、(iii)原子炉冷却材浄化系の記載内容に同じ。

(iv) 原子炉補機冷却系

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(4)、(iv)原子炉補機冷却系の記載内容に同じ。

(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

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

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備のうち、設計基準事故対処設備が有する最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系、耐圧強化ベント系及び原子炉補機代替冷却水系を設ける。

a. フロントライン系故障時に用いる設備

(a) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(4)、(v)、a、
(a)原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の記載内容に同じ。

(b) 耐圧強化ベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

残留熱除去系の故障等により最終ヒートシンクへ熱を輸送する機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するための重大事故等対処設備として、耐圧強化ベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、排気筒を通して原子炉建屋外に放出することで、原子炉格納容器内に蓄積した熱を最終的な熱の逃がし場である大気

へ輸送できる設計とする。

最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備として使用する場合の耐圧強化ベント系は、炉心損傷前に使用するため、排気中に含まれる放射性物質及び可燃性ガスは微量である。

耐圧強化ベント系は、使用する際に弁により他の系統・機器と隔離することにより、悪影響を及ぼさない設計とする。

耐圧強化ベント系は、想定される重大事故等時において、原子炉格納容器が負圧とならない設計とする。耐圧強化ベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイをする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。

耐圧強化ベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）については常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電による操作が可能な設計とする。

このうち、電動弁（直流）については、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とし、隔離弁の操作における駆動源の多様性を有する設計とする。

本系統はサプレッションチェンバ及びドライウェルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側

からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウェル側からの排気では、ドライウェルの床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

耐圧強化ベント系を使用した場合に放出される放射性物質の放出量に対して、あらかじめ敷地境界での線量評価を行うこととする。

b. サポート系故障時に用いる設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、ホ、(4)、(v)、b. サポート系故障時に用いる設備の記載内容に同じ。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型代替直流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は、残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ポンプ及び熱交換器を使用せずに最終的な熱の逃がし場である大気へ熱を輸送できる設計とすることで、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して、多様性を有する設計とする。

また、原子炉格納容器フィルタベント系は、排出経路に設置される隔離弁の電動弁を所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設

備，所内常設直流電源設備（3系統目）若しくは可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作を可能とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して，多様性を有する設計とする。

耐圧強化ベント系の排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（直流）は，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目）若しくは可搬型代替直流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は遠隔手動弁操作設備を用いた人力による遠隔操作が可能な設計とし，排出経路に設置される隔離弁のうち電動弁（交流）は，常設代替交流電源設備若しくは可搬型代替交流電源設備からの給電による遠隔操作を可能とすること又は操作ハンドルを用いた人力による操作が可能な設計とすることで，非常用交流電源設備からの給電により駆動する残留熱除去系（格納容器スプレイ冷却モード）及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して，多様性を有する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板並びに耐圧強化ベント系は，原子炉建屋原子炉棟内に設置し，原子炉建屋原子炉棟内の残留熱除去系ポンプ及び熱交換器，原子炉建屋付属棟内の原子炉補機冷却水ポンプ及び熱交換器並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと異なる区画に設置することで，共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図った設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系は，除熱手

段の多様性及び機器の位置的分散によって、残留熱除去系及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して独立性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）を空冷式のディーゼルエンジンにより駆動することで、電動機駆動ポンプにより構成される原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して多様性を有する設計とする。また、原子炉補機代替冷却水系は、原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系に対して、除熱手段の多様性を有する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は、原子炉建屋並びに屋外の海水ポンプ室及び排気筒から離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉補機冷却水ポンプ、熱交換器、耐圧強化ベント系及び原子炉格納容器フィルタベント系並びに屋外の海水ポンプ室の原子炉補機冷却海水ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

原子炉補機代替冷却水系は、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、原子炉補機冷却海水系に対して独立性を有するとともに、熱交換器ユニットから原子炉補機冷却水系配管との合流点までの系統について、

原子炉補機冷却水系に対して独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び系統の独立性並びに位置的分散によって、原子炉補機代替冷却水系は、設計基準事故対処設備である原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）に対して重大事故等対処設備としての独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性及び独立性、位置的分散については「ヌ(2)(iv)代替電源設備」にて記載する。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉格納容器フィルタベント系

フィルタ装置

（「リ(3)(ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用）

フィルタ装置出口側圧力開放板

（「リ(3)(ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用）

遠隔手動弁操作設備

（「リ(3)(ii) b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用）

耐圧強化ベント系

系 統 数 1

系統設計流量 約 10.0kg/s

[可搬型重大事故等対処設備]

原子炉格納容器フィルタベント系

可搬型窒素ガス供給装置

（「リ(3)(ii) d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止

するための設備」他と兼用)

原子炉補機代替冷却水系

熱交換器ユニット

(「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に原子炉を冷却するための設備」, 「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「リ(3)(ii)c. 原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備」及び「ニ(3)(ii) 使用済燃料プールの冷却等のための設備」と兼用)

台	数	2 (予備1)
---	---	---------

熱交換器

組	数	1
---	---	---

伝熱容量	約 20MW (1組当たり) (海水温度 26°Cにおいて)
------	--------------------------------

淡水ポンプ

台	数	1
---	---	---

容	量	約 730m ³ /h
---	---	------------------------

揚	程	約 70m
---	---	-------

大容量送水ポンプ (タイプ I)

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料プールの冷却等のための設備」他と兼用)

(vi) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書 (2号発電用原子炉施設の変更) (令和4年6月1日付け, 原規規発第 2206019号をもって設置変更許可) の五, ホ, (4), (vi) 重大事故等の収束に必要な水の供給設備の記載内容に同じ。

「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」の記述を以下のとおり変更する。

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

「(1) 計 装」の「(ii) その他の主要な計装の種類」の「b. 計器電源喪失時に使用する設備」の記述を以下のとおり変更する。

(1) 計 装

(ii) その他の主要な計装の種類

b. 計器電源喪失時に使用する設備

非常用交流電源設備又は非常用直流電源設備の喪失等により計器電源が喪失した場合において、計装設備への代替電源設備として常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備を使用する。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

また、代替電源設備が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合、特に重要なパラメータとして、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する設備については、温度、圧力、水位及び流量に係るものについて、乾電池等を電源とした可搬型計測器により計測できる設計とする。

なお、可搬型計測器による計測においては、計測対象の選定を行う際の考え方として、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合

は、いずれか1つの適切なチャンネルを選定し計測又は監視するものとする。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視するものとする。

「ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備」の記述を以下のとおり変更する。

ト 放射性廃棄物の廃棄施設の構造及び設備

「(3) 固体廃棄物の廃棄設備」の「(i) 構造」の記述を以下のとおり変更する。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

(i) 構造

固体廃棄物の廃棄設備（固体廃棄物処理系）は、廃棄物の種類に応じて処理又は貯蔵保管するため、濃縮廃液貯蔵タンク（床ドレン・化学廃液）、濃縮廃液貯蔵タンク（ランドリドレン）（1号及び2号炉共用）、使用済樹脂貯蔵槽、浄化系沈降分離槽、ランドリ系沈降分離槽（1号及び2号炉共用）、セメント固化式固化装置（1号及び2号炉共用）、セメント固化式固化装置、固体廃棄物焼却設備（1号、2号及び3号炉共用）、減容装置（1号、2号及び3号炉共用）、サイトバンカ（1号、2号及び3号炉共用）、雑固体廃棄物保管室（1号、2号及び3号炉共用）、固体廃棄物貯蔵所（1号、2号及び3号炉共用）等で構成する。

床ドレン・化学廃液系の蒸発濃縮装置から発生する濃縮廃液は、タンクで放射能を減衰させた後、セメント固化式固化装置で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管する。

ランドリドレン処理系の蒸発濃縮装置から発生する濃縮廃液は、タンクで放射能を減衰させた後、セメント固化式固化装置（1号及び2号炉共用）で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し貯蔵

保管する。

ろ過脱塩装置から発生する使用済樹脂及びろ過装置から発生する廃スラッジは、浄化系沈降分離槽に貯蔵する。

復水脱塩装置，機器ドレン系及び床ドレン・化学廃液系の脱塩装置から発生する使用済樹脂は，使用済樹脂貯蔵槽に貯蔵し放射能を減衰させた後，セメント固化式固化装置で固化材（セメント）と混合してドラム缶内に固化し貯蔵保管するか，又は固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

前処理装置から発生するランドリ廃スラッジは，ランドリ系沈降分離槽に貯蔵後，固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管する。

可燃性雑固体廃棄物は，固体廃棄物焼却設備で焼却し，焼却灰はドラム缶に詰めて貯蔵保管する。不燃性雑固体廃棄物は，圧縮可能なものは圧縮減容し，ドラム缶等に詰めて貯蔵保管するか，固型化材（モルタル）を充填してドラム缶内に固型化し貯蔵保管するか，又は放射性物質が飛散しないような措置を講じて貯蔵保管する。また，使用済制御棒等の放射化された機器は使用済燃料プールに貯蔵した後，サイトバンカに貯蔵保管する。

固体廃棄物焼却設備からの排ガスは，フィルタを通し放射性物質濃度を監視しつつ専用の排気口から放出する。

固体廃棄物処理系は，廃棄物の破砕，圧縮，焼却，固化等の処理過程における放射性物質の散逸等を防止する設計とする。

上記濃縮廃液等を詰めたドラム缶等は，所要の遮蔽設計を行った発電所内の固体廃棄物貯蔵所又は雑固体廃棄物保管室に貯蔵保管する。

なお，必要に応じて，固体廃棄物を廃棄事業者の廃棄施設へ廃棄す

る。

「リ 原子炉格納施設の構造及び設備」の記述を以下のとおり変更する。

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

「(3) 非常用格納容器保護設備の構造」の「(ii) 重大事故等対処設備」の「b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」, 「d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」の記述を以下のとおり変更する。

(3) 非常用格納容器保護設備の構造

(ii) 重大事故等対処設備

b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備のうち、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための設備として、代替循環冷却系を設ける。また、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、リ、(3)、(ii)、b、(a) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱の記載内容に同じ。

(b) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下できる設計とする。

フィルタ装置は3台を並列に設置し、排気中に含まれる粒子状放射性物質、ガス状の無機よう素及び有機よう素を除去できる設計とする。

本系統は、サプレッションチェンバ及びドライウエルと接続し、いずれからも排気できる設計とする。サプレッションチェンバ側からの排気ではサプレッションチェンバの水面からの高さを確保し、ドライウエル側からの排気では、ドライウエル床面からの高さを確保するとともに有効燃料棒頂部よりも高い位置に接続箇所を設けることで長期的にも熔融炉心及び水没の悪影響を受けない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水

素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、他の発電用原子炉施設とは共用しない設計とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を隔離する弁は直列で2個設置し、原子炉格納容器フィルタベント系と他の系統・機器を確実に隔離することで、悪影響を及ぼさない設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系の使用に際しては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系等による原子炉格納容器内へのスプレイは停止する運用としており、原子炉格納容器が負圧とならない。仮に、原子炉格納容器内にスプレイする場合においても、原子炉格納容器内圧力が規定の圧力まで減圧した場合には、原子炉格納容器内へのスプレイを停止する運用とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系使用後において、可燃性ガスによる爆発及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するために、可搬型窒素ガス供給装置を用いて原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の供給が可能な設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系使用時の排出経路に設置される隔離弁は、遠隔手動弁操作設備によって人力による操作が可能な設計とする。

遠隔手動弁操作設備の操作場所は、原子炉建屋付属棟内とし、必要に応じて遮蔽材を設置することで、放射線防護を考慮した設計とする。また、排出経路に設置される隔離弁の電動弁については、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から

の給電により，中央制御室から操作が可能な設計とする。

系統内に設けるフィルタ装置出口側圧力開放板は，原子炉格納容器フィルタベント系の使用の妨げにならないよう，原子炉格納容器からの排気圧力と比較して十分に低い圧力で破裂する設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置等は，原子炉建屋原子炉棟内に設置することにより，フィルタ装置等の周囲には遮蔽壁が設置されることから原子炉格納容器フィルタベント系の使用時に本系統内に蓄積される放射性物質から放出される放射線から作業員を防護する設計とする。

代替循環冷却系及び原子炉格納容器フィルタベント系は，共通要因によって同時に機能を損なわないよう，原理の異なる冷却及び原子炉格納容器内の減圧手段を用いることで多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する常設代替交流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。また，原子炉格納容器フィルタベント系は，非常用交流電源設備に対して多様性を有する所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備からの給電により駆動できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は，人力により排出経路に設置される隔離弁を操作できる設計とすることで，代替循環冷却系に対して駆動源の多様性を有する設計とする。

代替循環冷却系に使用する原子炉補機代替冷却水系の熱交換器ユニット及び大容量送水ポンプ（タイプ I）は，原子炉建屋から

離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋内の原子炉格納容器フィルタベント系と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

熱交換器ユニットの接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、互いに異なる複数箇所に設置し、かつ原子炉格納容器フィルタベント系と異なる区画に設置する設計とする。

代替循環冷却系の代替循環冷却ポンプは原子炉建屋附属棟内に、残留熱除去系熱交換器及びサプレッションチェンバは原子炉建屋原子炉棟内に設置し、原子炉格納容器フィルタベント系のフィルタ装置及びフィルタ装置出口側圧力開放板は原子炉建屋原子炉棟内の代替循環冷却系と異なる区画に設置することで共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、流路を分離することで独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び流路の独立性並びに位置的分散によって、代替循環冷却系と原子炉格納容器フィルタベント系は、互いに重大事故等対処設備として、可能な限りの独立性を有する設計とする。

電源設備の多様性、位置的分散については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

代替循環冷却系

代替循環冷却ポンプ

（「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「リ(3)(ii)c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」と兼用)

台数	1
容量	約 150m ³ /h
全揚程	約 80m

残留熱除去系熱交換器

（「ホ(4)(i) 残留熱除去系」, 「ホ(3)(ii)b.(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「リ(3)(ii)c. 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための設備」と兼用)

基数	1
伝熱容量	約 8.8MW

原子炉格納容器フィルタベント系

フィルタ装置

（「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用)

個数	3
系統設計流量	約 10.0kg/s
放射性物質除去効率	99.9%以上（粒子状放射性物質に対して） 99.8%以上（無機よう素に対して） 98%以上（有機よう素に対して）

フィルタ装置出口側圧力開放板

(「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」
及び「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備」と兼用)

個	数	1
設定破裂圧力		約 100kPa[gage]

遠隔手動弁操作設備

(「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」
と兼用)

個	数	4
---	---	---

[可搬型重大事故等対処設備]

原子炉補機代替冷却水系

熱交換器ユニット

(「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」
他と兼用)

大容量送水ポンプ (タイプ I)

(「ニ(3)(ii) 使用済燃料プールの冷却等のための設備」他と
兼用)

原子炉格納容器フィルタベント系

可搬型窒素ガス供給装置

(「リ(3)(ii)d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止
するための設備」他と兼用)

d. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備

炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発

による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内を不活性化するための設備として、可搬型窒素ガス供給装置を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための設備として、原子炉格納容器フィルタベント系を設ける。

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度を監視する設備として、水素濃度監視設備を設ける。

また、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止できるよう、発電用原子炉の運転中は、原子炉格納容器内を原子炉格納容器調気系により常時不活性化する設計とする。

(a) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

(a-1) 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、リ、(3)、(ii)、d、

(a)、(a-1)可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内の

不活性化の記載内容に同じ。

(a-2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の水素及び酸素の排出

原子炉格納容器内に滞留する水素及び酸素を大気へ排出するための重大事故等対処設備として、原子炉格納容器フィルタベント系は、炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内雰囲気ガスを原子炉格納容器調気系等を経由して、フィルタ装置へ導き、放射性物質を低減させた後に原子炉建屋屋上に設ける放出口から排出することで、排気中に含まれる放射性物質の環境への放出量を低減しつつ、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解等により発生する原子炉格納容器内の水素及び酸素を大気に排出できる設計とする。

原子炉格納容器フィルタベント系は、排気中に含まれる可燃性ガスによる爆発を防ぐため、系統内を不活性ガス（窒素）で置換した状態で待機させ、原子炉格納容器ベント開始後においても不活性ガス（窒素）で置換できる設計とするとともに、系統内に可燃性ガスが蓄積する可能性のある箇所にはバイパスラインを設け、可燃性ガスを連続して排出できる設計とすることで、系統内で水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に達することを防止できる設計とする。

排出経路における水素濃度を測定し、監視できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口水素濃度を設ける。また、放射線量率を測定し、放射性物質濃度を推定できるよう、フィルタ装置出口配管にフィルタ装置出口放射線モニタを設ける。フィルタ装置出口水素濃度は、常設代替交流電源設備又は可搬

型代替交流電源設備から給電が可能な設計とする。また、フィルタ装置出口放射線モニタは、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

本系統の詳細については、「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」に記載する。

(b) 原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

(b-1) 格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）による原子炉格納容器内の水素濃度監視

原子炉格納容器内の水素濃度監視を行うための重大事故等対処設備として、格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）は、炉心の著しい損傷が発生した場合に、水素濃度が変動する可能性のある範囲の水素濃度を中央制御室より監視できる設計とする。格納容器内水素濃度（D/W）及び格納容器内水素濃度（S/C）は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

(b-2) 原子炉格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け、原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五、リ、(3)、(ii)、d、(b)、(b-2)原子炉格納容器内雰囲気計装による原子炉格納容器内の水素濃度監視及び酸素濃度監視の記載内容に同じ。

所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常

設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備、常設代替交流電源設備及び可搬型代替交流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

原子炉格納容器フィルタベント系

フィルタ装置

（「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用）

フィルタ装置出口側圧力開放板

（「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」他と兼用）

フィルタ装置出口水素濃度

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 2

フィルタ装置出口放射線モニタ

（「チ(1)(iii) 放射線監視設備」他と兼用）

格納容器内水素濃度（D/W）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 2

格納容器内水素濃度（S/C）

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 2

格納容器内雰囲気水素濃度

（「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用）

個 数 4

格納容器内雰囲気酸素濃度

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

可搬型窒素ガス供給装置

(「ホ(4)(v) 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備」及び「リ(3)(ii)b. 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」と兼用)

台 数 1 (予備 1)

容 量 約 220Nm³/h

「(4) その他の主要な事項」の「(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備」の記述を以下のとおり変更する。

(4) その他の主要な事項

(iii) 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉建屋等の損傷を防止するための水素濃度制御設備として、静的触媒式水素再結合装置及び静的触媒式水素再結合装置動作監視装置を設ける。また、原子炉建屋内の水素濃度が変動する可能性のある範囲にわたり測定するための設備として、原子炉建屋水素濃度監視設備を設ける。

a. 水素濃度制御による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備

(a) 静的触媒式水素再結合装置による水素濃度の上昇抑制

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に水素が漏えいした場合において、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度上昇を抑制し、水素濃度を可燃限界未満に制御するための重大事故等対処設備として、静的触媒式水素再結合装置は、運転員の起動操作を必要とせず、原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素と酸素を触媒反応によって再結合させることで、原子炉建屋原子炉棟内の水素濃度の上昇を抑制し、原子炉建屋原子炉棟の水素爆発を防止できる設計とする。

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は、静的触媒式水素再結合装置の入口側及び出口側の温度により静的触媒式水素再結合装置の作動状態を中央制御室から監視できる設計とする。静的触

媒式水素再結合装置動作監視装置は、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備から給電が可能な設計とする。

b. 水素濃度監視

(a) 原子炉建屋水素濃度監視設備による水素濃度測定

水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、炉心の著しい損傷により原子炉格納容器から原子炉建屋原子炉棟内に漏えいした水素の濃度を測定するため、炉心の著しい損傷が発生した場合に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる重大事故等対処設備として、原子炉建屋内水素濃度は、中央制御室において連続監視できる設計とし、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上3階及び原子炉建屋地下2階に設置するものについては、常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電及び所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。また、原子炉建屋内水素濃度のうち、原子炉建屋地上1階及び原子炉建屋地下1階に設置するものについては、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）又は可搬型代替直流電源設備からの給電が可能な設計とする。

常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、代替所内電気設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）及び可搬型代替直流電源設備については、「ヌ(2)(iv) 代替電源設備」に記載する。

[常設重大事故等対処設備]

静的触媒式水素再結合装置

種 類	触媒式
個 数	19
水素処理容量	約 0.5kg/h (1個当たり) (水素濃度 4.0vol%, 100℃, 大気圧に おいて)

静的触媒式水素再結合装置動作監視装置

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数	8
計 測 範 囲	0～500℃

原子炉建屋内水素濃度

(「へ 計測制御系統施設の構造及び設備」と兼用)

個 数	7
-----	---

「ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備」の記述を以下のとおり変更する。

ヌ その他発電用原子炉の附属施設の構造及び設備

「(2) 非常用電源設備の構造」の「(iv) 代替電源設備」の記述を以下のとおり変更する。

(2) 非常用電源設備の構造

(iv) 代替電源設備

設計基準事故対処設備の電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において炉心の著しい損傷，原子炉格納容器の破損，使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中原子炉内燃料体の著しい損傷を防止するため，必要な電力を確保するために必要な重大事故等対処設備を設置及び保管する。

代替電源設備のうち，重大事故等の対応に必要な電力を確保するための設備として，常設代替交流電源設備，可搬型代替交流電源設備，所内常設蓄電式直流電源設備，常設代替直流電源設備，所内常設直流電源設備（3系統目），可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を設ける。また，重大事故等時に重大事故等対処設備の補機駆動用の軽油を補給するための設備として，燃料補給設備を設ける。

a. 代替交流電源設備による給電

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，ヌ，(2)，(iv)，a. 代替交流電源設備による給電の記載内容に同じ。

b. 代替直流電源設備による給電

(a) 所内常設蓄電式直流電源設備による給電

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，b，(a)所内常設蓄電式直流電源設備による給電の記載内容に同じ。

(b) 常設代替直流電源設備による給電

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，b，(b)常設代替直流電源設備による給電の記載内容に同じ。

(c) 所内常設直流電源設備（3系統目）による給電

更なる信頼性を向上するため，設計基準事故対処設備の電源が喪失（全交流動力電源喪失）した場合に，重大事故等の対応に必要な設備に直流電力を供給するため，特に高い信頼性を有する所内常設直流電源設備（3系統目）を使用する。

所内常設直流電源設備（3系統目）は，第3直流電源設備用125V代替蓄電池，電路，計測制御装置等で構成し，第3直流電源設備用125V代替蓄電池は電力の供給開始から8時間後に，不要な負荷の切離しを行い，電力の供給開始から24時間にわたり，第3直流電源設備用125V代替蓄電池から電力を供給できる設計とする。

また，所内常設直流電源設備（3系統目）は，特に高い信頼性を有する直流電源設備とするため，基準地震動 S_s による地震力に対して，重大事故等に対処するために必要な機能が損な

われるおそれがないことに加え、弾性設計用地震動 S_d 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て、おおむね弾性状態に留まる範囲で耐えられるように設計する。

(d) 可搬型代替直流電源設備による給電

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，b，(c)可搬型代替直流電源設備による給電の記載内容に同じ。

c. 代替所内電気設備による給電

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，c. 代替所内電気設備による給電の記載内容に同じ。

d. 燃料補給設備による給油

女川原子力発電所発電用原子炉設置変更許可申請書（2号発電用原子炉施設の変更）（令和4年6月1日付け，原規規発第2206019号をもって設置変更許可）の五，又，(2)，(iv)，d. 燃料補給設備による給油の記載内容に同じ。

常設代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、ガスタービン発電機をガスタービンにより駆動することで、ディーゼルエンジンにより駆動する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

常設代替交流電源設備のガスタービン発電機，ガスタービン発電設備軽油タンク，ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ及びタンクロー

りは、原子炉建屋付属棟から離れた屋外に設置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

常設代替交流電源設備は、ガスタービン発電機から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、常設代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機を用いる非常用交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、可搬型代替交流電源設備は、常設代替交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、電源車をディーゼルエンジンにより駆動することで、ガスタービンにより駆動するガスタービン発電機を用いる常設代替交流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリは、屋外の原子炉建屋付属棟から離れた場所に設

置又は保管することで、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトンク及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトンク並びに原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。また、可搬型代替交流電源設備の電源車及びタンクローリは、屋外のガスタービン発電機、ガスタービン発電設備軽油タンク及びガスタービン発電設備燃料移送ポンプから離れた場所に保管することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替交流電源設備は、電源車から非常用高圧母線までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から非常用高圧母線までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替交流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替交流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機と異なる制御建屋内に設置することで、非常用交流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

所内常設蓄電式直流電源設備は、125V 蓄電池 2A 及び 125V 蓄電池 2B から 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用ディーゼル発電機の交流を直流に変換する電路を用いた 125V 直流主母線盤 2A 及び 125V 直流主母線盤 2B までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設蓄電式直流電源設備は非常用交流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

常設代替直流電源設備は、制御建屋内の非常用直流電源設備と異なる区画に設置することで、非常用直流電源設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

常設代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池から 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 までの系統並びに 250V 蓄電池から 250V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H から 125V 直流主母線盤 2A、125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2H までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、常設代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）の第3直流電源設備用 125V 代替蓄電池は、原子炉建屋付属棟内に設置することで、制御建屋内の 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 充電器 2A、125V 充電器 2B、125V 代替充電器及び 250V 充電器と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とす

る。

また、所内常設直流電源設備（3系統目）の第3直流電源設備用125V代替蓄電池は、原子炉建屋付属棟内の非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、125V蓄電池2H及び125V充電器2Hと異なる区画に設置することで、原子炉建屋付属棟内に設置する非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、125V蓄電池2H及び125V充電器2H並びに屋外の原子炉建屋から離れた場所に保管する可搬型代替直流電源設備の電源車と共通要因によって同時に機能を損なわないよう位置的分散を図る設計とする。

所内常設直流電源設備（3系統目）は、第3直流電源設備用125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の125V蓄電池2A、125V蓄電池2B及び125V蓄電池2Hから125V直流主母線盤2A、125V直流主母線盤2B及び125V直流主母線盤2Hまでの系統、常設代替直流電源設備の125V代替蓄電池から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1までの系統並びに250V蓄電池から250V直流主母線盤までの系統及び可搬型代替直流電源設備の125V代替蓄電池及び電源車から125V直流主母線盤2A-1及び125V直流主母線盤2B-1までの系統並びに250V蓄電池及び電源車から250V直流主母線盤までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、所内常設直流電源設備（3系統目）は非常用直流電源設備、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、非常用直流電源設備と共通要因によっ

て同時に機能を損なわないよう、電源車の冷却方式を空冷とすることで、冷却方式が水冷である非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機から給電する非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。また、125V 代替充電器及び 250V 充電器により交流を直流に変換できることで、125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H を用いる非常用直流電源設備に対して多様性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の 125V 代替蓄電池、250V 蓄電池、125V 代替充電器及び 250V 充電器は、制御建屋内の 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B、125V 充電器 2A 及び 125V 充電器 2B 並びに原子炉建屋附属棟内の 125V 蓄電池 2H、125V 充電器 2H 及び第 3 直流電源設備用 125V 代替蓄電池と異なる区画又は建屋に設置することで、非常用直流電源設備及び第 3 直流電源設備用 125V 代替蓄電池と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替直流電源設備の電源車、ガスタービン発電設備軽油タンク及びタンクローリは、屋外の原子炉建屋附属棟から離れた場所に設置又は保管することで、原子炉建屋附属棟内の非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、非常用ディーゼル発電設備燃料デイトank及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料デイトank、第 3 直流電源設備用 125V 代替蓄電池並びに原子炉建屋附属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

可搬型代替直流電源設備は、125V 代替蓄電池及び電源車から 125V 直流主母線盤 2A-1 及び 125V 直流主母線盤 2B-1 までの系統並びに

250V 蓄電池及び電源車から 250V 直流主母線盤までの系統において、独立した電路で系統構成することにより、非常用直流電源設備の 125V 蓄電池 2A、125V 蓄電池 2B 及び 125V 蓄電池 2H から 125V 直流主母線盤 2A、125V 直流主母線盤 2B 及び 125V 直流主母線盤 2H までの系統に対して、独立性を有する設計とする。

これらの多様性及び位置的分散並びに電路の独立性によって、可搬型代替直流電源設備は非常用直流電源設備に対して独立性を有する設計とする。

可搬型代替直流電源設備の電源車の接続箇所は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図った複数箇所に設置する設計とする。

代替所内電気設備のガスタービン発電機接続盤及び緊急用高圧母線 2F 系は、緊急用電気品建屋（地下階）に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備の緊急用高圧母線 2G 系、緊急用動力変圧器 2G 系、緊急用低圧母線 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2G 系、緊急用交流電源切替盤 2C 系及び緊急用交流電源切替盤 2D 系は、非常用所内電気設備と異なる区画に設置することで、非常用所内電気設備と共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

代替所内電気設備は、独立した電路で系統構成することにより、非常用所内電気設備に対して、独立性を有する設計とする。

これらの位置的分散及び電路の独立性によって、代替所内電気設備は非常用所内電気設備に対して独立性を有する設計とする。

燃料補給設備のタンクローリは、原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディ

ーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプから離れた屋外に分散して保管することで、原子炉建屋付属棟近傍の非常用ディーゼル発電設備燃料移送ポンプ及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電設備燃料移送ポンプと共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

軽油タンク及びガスタービン発電設備軽油タンクは、屋外に分散して設置することで、共通要因によって同時に機能を損なわないよう、位置的分散を図る設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

ガスタービン発電機

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台 数 2

容 量 約 4,500kVA (1台当たり)

ガスタービン発電設備軽油タンク

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

基 数 3

容 量 約 110kL (1基当たり)

ガスタービン発電設備燃料移送ポンプ

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台 数 2

容 量 約 3.0m³/h (1台当たり)

軽油タンク

(「ヌ(2)(ii) 非常用ディーゼル発電機」他と兼用)

125V 蓄電池 2A

(「ヌ(2)(iii) 蓄電池」と兼用)

125V 蓄電池 2B

(「ヌ(2)(iii) 蓄電池」と兼用)

125V 充電器 2A

個 数 1

直流出力電流 約 700A

125V 充電器 2B

個 数 1

直流出力電流 約 700A

125V 代替蓄電池

組 数 1

容 量 約 2,000Ah

第3 直流電源設備用 125V 代替蓄電池

組 数 1

容 量 約 2,000Ah

250V 蓄電池

組 数 1

容 量 約 6,000Ah

125V 代替充電器

個 数 1

直流出力電流 約 700A

250V 充電器

個 数 1

直流出力電流 約 400A

ガスタービン発電機接続盤

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

個 数 2

緊急用高圧母線

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

個 数 3

緊急用動力変圧器

個 数 1

容 量 約 750kVA

緊急用低圧母線

個 数 3

緊急用交流電源切替盤

個 数 3

非常用高圧母線

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

タンクローリ

(「ヌ(3)(vi) 緊急時対策所」と兼用)

台 数 2 (予備 1)

容 量 約 4.0kL (1台当たり)

電源車

台 数 4 (予備 1※)

容 量 約 400kVA (1台当たり)

※ 可搬型代替交流電源設備の電源車，可搬型代替直流電源設備の電源車又は緊急時対策所用代替交流電源設備の電源車(緊急時対策所用)として使用する。

十 発電用原子炉の炉心の著しい損傷その他の事故が発生した場合における当該事故に対処するために必要な施設及び体制の整備に関する事項

2号炉に関して記述を以下のとおり変更する。

「ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果」の記述を以下のとおり変更する。

ハ 重大事故に至るおそれがある事故又は重大事故 事故に対処するために必要な施設及び体制並びに発生すると想定される事故の程度及び影響の評価を行うために設定した条件及びその評価の結果

「(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」の「(ii) 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への対応における事項」の「a. 可搬型設備等による対応」の「(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備」の「(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作」の「(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書」の「(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書」の「(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等」の記述を以下のとおり変更する。

(1) 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力

(ii) 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への対応における事項

a. 可搬型設備等による対応

(a) 大規模損壊発生時の手順書の整備

(a-3) 大規模損壊発生時の対応手順書の整備及びその対応操作

(a-3-2) 大規模損壊発生時に活動を行うために必要な手順書

(a-3-2-1) 5つの活動又は緩和対策を行うための手順書

(a-3-2-1-2) 炉心の著しい損傷を緩和するための対策に関する手順等

炉心の著しい損傷を緩和するための対応手段は次のとおりとする。

- ・原子炉停止機能が喪失した場合は、原子炉手動スクラム、原子炉再循環ポンプ停止による原子炉出力抑制、ほう酸水注入、代替制御棒挿入機能又は手動挿入による制御棒緊急挿入及び原子炉水位低下による原子炉出力抑制を試みる。
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時において、高圧炉心スプレイ系及び原子炉隔離時冷却系の故障により発電用原子炉の冷却が行えない場合に、高圧代替注水系により発電用原子炉を冷却する。全交流動力電源喪失又は常設直流電源系統喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）より給電

される高圧代替注水系による発電用原子炉の冷却又は原子炉隔離時冷却系の現場起動による発電用原子炉の冷却を試みる。

- 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に注水機能が喪失している状態において、原子炉内低圧時に期待している注水機能が使用できる場合は、主蒸気逃がし安全弁による原子炉減圧操作を行う。
- 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時において原子炉冷却材喪失事象が発生している場合は、残留熱除去系（低圧注水モード）又は低圧炉心スプレイ系を優先し、全交流動力電源喪失により発電用原子炉の冷却が行えない場合は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）、低圧代替注水系（常設）（直流駆動低圧注水系ポンプ）、低圧代替注水系（可搬型）、代替循環冷却系及びろ過水ポンプによる発電用原子炉の冷却を試みる。

「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)」, 「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)」, 「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)」, 「第 10-1 表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)」, 「第 10-2 表 重大事故等対策における操作の成立性 (8/10)」を以下のとおり変更する。

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (3/19)

1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等		
方針目的	<p>原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態において、設計基準事故対処設備が有する発電用原子炉の減圧機能が喪失した場合においても炉心の著しい損傷及び原子炉格納容器の破損を防止するため、手動操作による減圧及び減圧の自動化により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>また、炉心損傷時に原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態である場合において、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、インターフェイスシステムLOCA発生時において、炉心の著しい損傷を防止するため、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	フロントライン系故障時	<p>減圧の自動化</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉が減圧できない場合は、代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）の自動作動を確認し、発電用原子炉を減圧する。</p>
		<p>手動操作による減圧</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能が故障等により発電用原子炉の減圧ができない場合は、中央制御室からの手動操作により主蒸気逃がし安全弁を開放し、発電用原子炉を減圧する。</p>
	サポート系故障時	<p>常設直流電源系統喪失時の減圧</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な直流電源が喪失し、発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・125V代替蓄電池又は第3直流電源設備用125V代替蓄電池により直流電源を確保する。その後、125V代替蓄電池又は第3直流電源設備用125V代替蓄電池の枯渇を防止するため、可搬型代替直流電源設備により直流電源を継続的に供給する。 ・主蒸気逃がし安全弁の作動回路に主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池を接続して直流電源を確保する。

対応手段等	サポート系故障時	高圧窒素ガス供給系（非常用）による窒素確保	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素の供給源を高圧窒素ガス供給系（非常用）に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>高圧窒素ガス供給系（非常用）からの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、予備の窒素ガスボンベに切り替える。</p>
		代替高圧窒素ガス供給系による減圧	<p>主蒸気逃がし安全弁逃がし弁機能用アキュムレータ及び主蒸気逃がし安全弁自動減圧機能用アキュムレータの供給圧力が喪失した場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>代替高圧窒素ガス供給系高圧窒素ガスボンベからの供給期間中において、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に伴い窒素の圧力が低下した場合は、使用可能な高圧窒素ガスボンベと取り替える。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁（自動減圧機能）により発電用原子炉を減圧する。</p>
		主蒸気逃がし安全弁の復旧 代替電源設備を用いた	<p>全交流動力電源喪失又は常設直流電源喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動せず発電用原子炉の減圧ができない場合は、以下の手段により直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・可搬型代替直流電源設備等により直流電源を確保する。 ・代替交流電源設備により125V充電器に給電することで直流電源を確保する。
	高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱の防止	<p>炉心損傷時、原子炉圧力容器への注水手段がない場合は、原子炉圧力容器内が高圧の状態破損した場合に溶融物が放出され、原子炉格納容器内の雰囲気は直接加熱されることによる原子炉格納容器の破損を防止するため、主蒸気逃がし安全弁の手動操作により発電用原子炉を減圧する。</p>	

<p>対応手段等</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA発生時</p>	<p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合は、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の漏えいを停止するため、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>漏えい箇所の隔離ができない場合は、発電用原子炉を手動停止するとともに、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧し、漏えい箇所を隔離する。</p> <p>原子炉冷却材が原子炉格納容器外へ漏えいし原子炉建屋原子炉棟内の圧力が上昇した場合は、原子炉建屋ブローアウトパネルが開放することで、原子炉建屋原子炉棟内の圧力及び温度の上昇を抑制し、環境を改善する。</p>
<p>配慮すべき事項</p>	<p>重大事故等時の対応手段の選択</p>	<p>フロントライン系故障時</p> <p>設計基準事故対処設備である主蒸気逃がし安全弁の自動減圧機能喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、低圧注水系又は低圧代替注水系による原子炉圧力容器への注水準備が完了していることを確認し、主蒸気逃がし安全弁等により発電用原子炉を減圧する。</p> <p>なお、原子炉水位低(レベル1)設定点到達10分後及び残留熱除去系(低圧注水モード)又は低圧炉心スプレイ系が運転している場合は、代替自動減圧機能が自動作動することを確認し、これにより発電用原子炉を減圧する。</p> <p>サポート系故障時</p> <p>常設直流電源系統喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備又は主蒸気逃がし安全弁用可搬型蓄電池により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>常設直流電源の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、可搬型代替直流電源設備等により主蒸気逃がし安全弁を作動させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>全交流動力電源喪失が原因で常設直流電源が喪失した場合は、代替交流電源設備により125V充電器を充電することで直流電源を確保し、主蒸気逃がし安全弁の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)の喪失により主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、高圧窒素ガス供給系(非常用)により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の機能を回復させて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁の駆動源である高圧窒素ガス供給系(常用)及び主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の駆動源である高圧窒素ガス供給系(非常用)の窒素が喪失し、主蒸気逃がし安全弁が作動しない場合は、代替高圧窒素ガス供給系により主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)に窒素を供給し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)にて発電用原子炉を減圧する。</p> <p>主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)の作動に必要な窒素を確保し、主蒸気逃がし安全弁(自動減圧機能)により発電用原子炉を減圧する。</p>

配慮すべき事項	代替自動減圧機能による 発電用原子炉の自動減圧時 の留意事項	「1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等」における対応操作中は、発電用原子炉の自動減圧による原子炉圧力容器への注水量の増加に伴う原子炉出力の急上昇を防止するため、ATWS緩和設備（自動減圧系作動阻止機能）により自動減圧系及び代替自動減圧回路（代替自動減圧機能）による自動減圧を阻止する。
	主蒸気逃がし安全弁の 背圧対策	主蒸気逃がし安全弁を、想定される重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件においても確実に作動できるよう、窒素の供給源を代替高圧窒素ガス供給系に切り替えることで主蒸気逃がし安全弁の作動に必要な、より高い圧力の窒素を供給する。
	インターフェイスシステム LOCAによる溢水の影響	隔離操作場所及び隔離操作場所へのアクセスルートは、インターフェイスシステムLOCAにより漏えいが発生する機器よりも上層階に位置し、溢水の影響がないようにする。
	インターフェイスシステム LOCAの検知	インターフェイスシステムLOCAの発生は、原子炉格納容器内外のパラメータ等により判断する。非常用炉心冷却系ポンプ及び原子炉隔離時冷却系ポンプ設置室は原子炉建屋原子炉棟内において各部屋が分離されているため、漏えい箇所の特定は、床漏えい検出器、放射線モニタ及び火災感知器により行う。
	作業性	インターフェイスシステム LOCA 発生時は、漏えいした水の滞留及び蒸気による高湿度環境が想定されるため、現場での隔離操作は環境性等を考慮し、防護具を着用する。
	燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源の確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (11/19)

1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等		
方針目的	<p>使用済燃料貯蔵槽（以下「使用済燃料プール」という。）の冷却機能又は注水機能が喪失、又は使用済燃料プールからの水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体又は使用済燃料（以下「使用済燃料プール内の燃料体等」という。）を冷却し、放射線を遮蔽し、及び臨界を防止するため、燃料プール代替注水、漏えい抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。さらに、使用済燃料プールから発生する水蒸気による重大事故等対処設備への悪影響を防止する手順を整備する。</p> <p>また、使用済燃料プールからの大量の水の漏えいその他の要因により当該使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合において、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷の進行を緩和し、臨界を防止し、放射性物質の放出を低減するため、使用済燃料プールへのスプレー、大気への放射性物質の拡散抑制、使用済燃料プールの監視を行う手順等を整備する。</p>	
対応手段等	燃料プール代替注水	<p>残留熱除去系（燃料プール水の冷却）及び燃料プール冷却浄化系の有する冷却機能が喪失した場合、残留熱除去系ポンプによる使用済燃料プールへの補給機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの小規模な水の漏えいにより使用済燃料プールの水位が低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プールへ注水する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水する。 ・大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（常設配管）から注水できない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No. 1）及び淡水貯水槽（No. 2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプ I）により燃料プール代替注水系（可搬型）から注水する。 <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプ I）による使用済燃料プールへの注水は、海を水源として利用できる。</p>
	漏えい抑制	<p>使用済燃料プールに接続する配管の破断等により、燃料プール冷却浄化系戻り配管からサイフォン現象により使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、燃料プール冷却浄化系戻り配管上部に設けたサイフォンブレイク孔により漏えいが停止したことを確認する。</p>

対応手段等	使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生時	燃料プールのスプレイ	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい発生により使用済燃料プールの水位が異常に低下した場合は、以下の手段により使用済燃料プール内の燃料体等に直接スプレイする。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイする。 ・大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（常設配管）からスプレイできない場合、代替淡水源（淡水貯水槽（No.1）及び淡水貯水槽（No.2））を水源として、大容量送水ポンプ（タイプI）により燃料プールのスプレイ系（可搬型）からスプレイする。 <p>なお、大容量送水ポンプ（タイプI）による使用済燃料プールへのスプレイは、海を水源として利用できる。</p>
		大気への放射性物質の拡散抑制	<p>使用済燃料プールからの大量の水の漏えい等による使用済燃料プールの水位の異常な低下により使用済燃料プール内の燃料体等が著しい損傷に至った場合は、放水設備により原子炉建屋へ放水する。</p> <p>本対応手段は、「1.12 発電所外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等」の大気へ放射性物質の拡散抑制と同様である。</p>
	重大事故等時における使用済燃料プールの監視	使用済燃料プールの監視設備による使用済燃料プールの状態監視	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能喪失時、又は使用済燃料プール水の漏えいが発生した場合は、使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）、使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）及び使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ（高線量、低線量）の機能が喪失している場合は、あらかじめ評価した水位／放射線量の関係により使用済燃料プールの空間線量率を推定する。</p>
			代替電源による給電

対応手段等	使用済燃料プールから発生する水蒸気による悪影響の防止	燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱	燃料プール冷却浄化系が全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により起動できず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等により燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保することで燃料プール冷却浄化系を起動し、使用済燃料プールを除熱する。
配慮すべき事項	重大事故等時の対応手段の選択	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失した場合、又は使用済燃料プールの水位が低下した場合は、その程度によらず、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水又はスプレー可能となるよう準備する。</p> <p>また、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）により使用済燃料プールへ注水又はスプレーする場合は、常設配管を優先して使用し、常設配管が使用できない場合は、可搬型を使用する。</p> <p>全交流動力電源の喪失及び原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む）の機能喪失により燃料プール冷却浄化系による使用済燃料プールの除熱ができず、使用済燃料プールから発生する水蒸気が重大事故等対処設備に悪影響を及ぼす可能性がある場合は、常設代替交流電源設備等を用いて燃料プール冷却浄化系の電源を確保し、原子炉補機代替冷却水系により冷却水を確保するとともに燃料プール代替注水により水源を確保し、燃料プール冷却浄化系により使用済燃料プールを除熱する。</p>	
		作業性	燃料プール代替注水系（常設配管）、燃料プール代替注水系（可搬型）、燃料プールのスプレー系（常設配管）及び燃料プールのスプレー系（可搬型）で使用する大容量送水ポンプ（タイプⅠ）のホース接続は、汎用の結合金具を使用し、容易に操作できるよう十分な作業スペースを確保する。
		燃料補給	配慮すべき事項は、「1.14 電源確保に関する手順等」の燃料補給と同様である。

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (14/19)

1.14 電源の確保に関する手順等		
方針目的	<p>電源が喪失したことにより重大事故等が発生した場合において、炉心の著しい損傷、原子炉格納容器の破損、使用済燃料プール内の燃料体等の著しい損傷及び運転停止中における発電用原子炉内の燃料体の著しい損傷を防止するため、必要な電力を確保するために重大事故等対処設備として、常設代替交流電源設備、可搬型代替交流電源設備、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備及び代替所内電気設備を確保する手順等を整備する。</p> <p>また、重大事故等の対処に必要な設備を継続運転させるため、燃料補給設備により補給する手順等を整備する。</p>	
対応手段等	重大事故等対処設備 (設計基準拡張)	設計基準事故対処設備である非常用交流電源設備及び非常用直流電源設備が健全であれば、これらを重大事故等対処設備（設計基準拡張）と位置付け、重大事故等の対処に用いる。
	交流電源喪失時 代替交流電源設備 による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合は、以下の手段により非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・常設代替交流電源設備を用いて給電する。 ・常設代替交流電源設備を用いて給電できない場合は、可搬型代替交流電源設備等を用いて給電する。
	直流電源喪失時 代替直流電源設備 による給電	<p>全交流動力電源が喪失した場合において、充電器を経由して直流電源設備へ給電できない場合は、以下の手段により直流電源設備へ給電する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替交流電源設備等を用いて給電を開始するまでの間、所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備及び所内常設直流電源設備（3系統目）を用いて給電する。 ・所内常設蓄電式直流電源設備を用いて給電できない場合は、常設代替直流電源設備及び可搬型代替直流電源設備を用いて給電する。また、所内常設蓄電式直流電源設備による給電ができず、125V代替蓄電池の電圧が放電電圧の最低値を下回る可能性がある場合は、第3直流電源設備用125V代替蓄電池により給電する。
	非常用所内電気設備 機能喪失時 代替所内電気設備 による給電	設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が喪失した場合は、代替所内電気設備を用いて電路を確保し、代替交流電源設備等から必要な設備へ給電する。

配慮すべき事項	負荷容量	<p>重大事故等対策の有効性を確認する事故シーケンス等のうち必要な負荷が最大となる「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）」の対処のために必要な設備へ給電する。</p> <p>重大事故等対処設備による代替手段を用いる場合、常設代替交流電源設備等の負荷容量を確認し、代替手段が使用可能であることを確認する。</p>
	悪影響防止	<p>代替交流電源設備等を用いて給電する場合は、受電前準備としてパワーセンタ及びモータコントロールセンタの負荷の遮断器を「切」とし、非常用高圧母線及びパワーセンタの動的負荷の自動起動防止のため、操作スイッチを「停止」又は「引ロック」とする。</p>
	成立性	<p>所内常設蓄電式直流電源設備、常設代替直流電源設備又は所内常設直流電源設備（3系統目）から給電されている24時間以内に、代替交流電源設備等を用いて非常用所内電気設備又は代替所内電気設備へ十分な余裕を持って直流電源設備へ給電する。</p>
	作業性	<p>可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）により、建屋内照明の消灯時における作業性を確保する。</p>
	燃料補給	<p>重大事故等の対処で使用する設備を必要な期間継続して運転させるため、タンクローリ等の燃料補給設備を用いて各設備の燃料が枯渇するまでに補給する。</p> <p>タンクローリの補給は、軽油タンク又はガスタービン発電設備用軽油タンクの軽油を使用する。</p> <p>多くの補給対象設備が必要となる事象を想定し、重大事故等発生後7日間、それらの設備の運転継続に必要な燃料（軽油）を確保するため、軽油タンク1基あたり約110kLを6基及び約170kLを1基、ガスタービン発電設備用軽油タンク1基あたり約110kLを3基とし、管理する。</p>

第10-1表 重大事故等対策における手順書の概要 (15/19)

1.15 事故時の計装に関する手順等	
方針 目的	<p>重大事故等が発生し、計測機器の故障等により、当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合に、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握するため、計器故障時の対応、計器の計測範囲を超えた場合の対応、計器電源喪失時の対応、計測結果を記録する手順等を整備する。</p>
パ ラ メ ー タ の 選 定 及 び 分 類	<p>重大事故等に対処するために監視することが必要となるパラメータを技術的能力に係る審査基準1.14の手順着手の判断基準及び操作手順に用いるパラメータ並びに有効性評価の判断及び確認に用いるパラメータから抽出し、これを抽出パラメータとする。</p> <p>抽出パラメータのうち、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態を直接監視するパラメータを主要パラメータとする。</p> <p>また、計器の故障、計器の計測範囲（把握能力）の超過及び計器電源の喪失により、主要パラメータを計測することが困難となった場合において、主要パラメータの推定に必要なパラメータを代替パラメータとする。</p> <p>一方、抽出パラメータのうち、発電用原子炉施設の状態を直接監視することはできないが、電源設備の受電状態、重大事故等対策設備の運転状態及びその他の設備の運転状態により発電用原子炉施設の状態を補助的に監視するパラメータを補助パラメータとする。</p> <p>主要パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要監視パラメータ 主要パラメータのうち、耐震性、耐環境性を有し重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータのうち、自主対策設備の計器のみで計測されるが、計測することが困難となった場合にその代替パラメータが重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器で計測されるパラメータをいう。 <p>代替パラメータは、以下のとおり分類する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・重要代替監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータを計測する計器が重大事故等対策設備としての要求事項を満たした計器を少なくとも1つ以上有するパラメータをいう。 ・有効監視パラメータ 主要パラメータの代替パラメータが自主対策設備の計器のみで計測されるパラメータをいう。

対応手段等	監視機能喪失時	計器の故障時	他チャンネルによる計測	<p>主要パラメータを計測する多重化された重要計器が、計器の故障により計測することが困難となった場合において、他チャンネルの重要計器により計測できる場合は、当該計器を用いて計測を行う。</p>
			代替パラメータによる推定	<p>主要パラメータを計測する計器の故障により主要パラメータの監視機能が喪失した場合は、代替パラメータにより主要パラメータを推定する。</p> <p>推定に当たり、使用する計器が複数ある場合は、代替パラメータと主要パラメータの関連性、検出器の種類、使用環境条件、計測される値の不確かさ等を考慮し、使用するパラメータの優先順位をあらかじめ定める。</p> <p>代替パラメータによる主要パラメータの推定は、以下の方法で行う。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・同一物理量（温度、圧力、水位、放射線量率、水素濃度及び中性子束）により推定。 ・水位を注水源若しくは注水先の水位変化、注水量又は出口圧力により推定。 ・流量を注水源又は注水先の水位変化を監視することにより推定。 ・除熱状態を温度、圧力、流量等の傾向監視により推定。 ・圧力又は温度を水の飽和状態の関係により推定。 ・注水量を注水先の圧力及び温度の傾向監視により推定。 ・未臨界状態の維持を制御棒の挿入状態により推定。 ・酸素濃度あらかじめ評価したパラメータの相関関係により推定。 ・水素濃度を装置の作動状況により推定。 ・エリア放射線モニタの傾向監視により、格納容器バイパス事象が発生したことを推定。 ・原子炉格納容器への空気（酸素）の流入の有無を原子炉格納容器の圧力により推定。 ・使用済燃料プールの状態を同一物理量（水位及び温度）、あらかじめ評価した水位と放射線量率の相関関係及びカメラによる監視により、使用済燃料プールの水位又は必要な水遮蔽が確保されていることを推定。 ・原子炉圧力容器内の圧力と原子炉格納容器内の圧力（圧力抑制室圧力）の差圧により原子炉圧力容器の満水状態を推定。

対応手段等	監視機能喪失時	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合	代替パラメータによる推定	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を監視するパラメータのうち、パラメータの値が計器の計測範囲を超えるものは原子炉圧力容器内の温度と水位である。</p> <p>これらのパラメータの値が計器の計測範囲を超えた場合に発電用原子炉施設の状態を推定するための手順を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉圧力容器内の温度のパラメータである原子炉圧力容器温度が計測範囲を超える（500℃以上）場合は、可搬型計測器により原子炉圧力容器温度を計測する。 原子炉圧力容器内の水位を監視するパラメータである原子炉水位が計測範囲を超えた場合は、高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量のうち、機器動作状態にある流量計から崩壊熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉圧力容器内の水位を推定する。 <p>なお、原子炉圧力容器内が満水状態であることは、原子炉圧力(SA)と圧力抑制室圧力の差圧により、また原子炉圧力容器内の水位が有効燃料棒頂部以上であることは、原子炉圧力容器温度により推定可能である。</p>
			可搬型計測器による計測	<p>原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位、並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量を計測するパラメータ以外で計器の計測範囲を超えた場合には、可搬型計測器により計測することも可能である。</p>

対応手段等	計器電源の喪失時	<p>全交流動力電源喪失及び直流電源喪失等が発生した場合は、以下の手段により計器へ給電し、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測又は監視する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 所内常設蓄電式直流電源設備から給電する。 ・ 常設代替交流電源設備から給電する。 ・ 可搬型代替交流電源設備等から給電する。 ・ 直流電源が枯渇するおそれがある場合は、常設代替直流電源設備、所内常設直流電源設備（3系統目）、可搬型代替直流電源設備等から給電する。 <p>代替電源（交流、直流）からの給電が困難となり、中央制御室でのパラメータ監視が不能となった場合は、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータのうち、手順着手の判断基準及び操作に必要なパラメータを可搬型計測器により計測又は監視する。</p>
	パラメータ記録	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータは、安全パラメータ表示システム (SPDS) により計測結果を記録する。</p> <p>ただし、複数の計測結果を使用し計算により推定する主要パラメータ（使用した計測結果を含む）の値及び可搬型計測器で計測されるパラメータの値は、記録用紙に記録する。</p>
配慮すべき事項	発電用原子炉施設の状態把握	<p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの計測範囲、個数、耐震性及び非常用電源からの給電の有無を示し、設計基準を超える状態における発電用原子炉施設の状態を把握する能力を明確化する。</p>
	確からしさの考慮	<p>圧力のパラメータと温度のパラメータを水の飽和状態の関係から推定する場合は、水が飽和状態でないと不確かさが生じるため、計器が故障するまでの発電用原子炉施設の状況及び事象進展状況を踏まえ、複数の関連パラメータを確認し、有効な情報を得た上で推定する。</p> <p>推定にあたっては、代替パラメータの誤差による影響を考慮する。</p>
	計測又は監視の留意事項 可搬型計測器による	<p>可搬型計測器による計測対象の選定を行う際、同一パラメータにチャンネルが複数ある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。同一の物理量について、複数のパラメータがある場合は、いずれか1つの適切なパラメータを選定し計測又は監視する。</p>

第10-2表 重大事故等対策における操作の成立性 (8/10)

No.	対応手段	要員	要員数	想定時間
1.14	常設代替交流電源設備による給電 (ガスタービン発電機によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室)	2	45分以内
		保修士員	2	
	可搬型代替交流電源設備による給電 (電源車によるメタクラ2C系及びメタクラ2D系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	4	125分以内
		重大事故等対応要員	3	
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (不要直流負荷の切離し操作)	運転員 (現場)	2	60分以内
	所内常設蓄電式直流電源設備による給電 (125V蓄電池2A及び125V蓄電池2B給電を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	30分以内
	常設代替直流電源設備による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	50分以内
	所内常設直流電源設備 (3系統目) による給電	運転員 (中央制御室, 現場)	3	15分以内
	可搬型代替直流電源設備による給電 (電源車による125V代替充電器及び250V充電器への給電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	可搬型代替直流電源設備による給電 (125V代替蓄電池を24時間継続するため切り離していた125V直流負荷の復旧操作)	運転員 (現場)	2	40分以内
	代替所内電気設備による給電 (電源車によるパワーセンタ2G系及びモータコントロールセンタ2G系受電)	運転員 (中央制御室, 現場)	3	130分以内
		重大事故等対応要員	3	
	軽油タンク又はガスタービン発電設備軽油タンクからタンクローリへの補給	重大事故等対応要員	2	135分以内
タンクローリから各機器への補給	重大事故等対応要員	2	40分以内	
タンクローリからガスタービン発電設備軽油タンクへ補給	重大事故等対応要員	2	50分以内	
1.15	代替電源 (交流, 直流) からの給電	1.14にて整備		
	可搬型計測器による計測	運転員 (中央制御室)	1	55分以内
重大事故等対策要員 (運転員を除く。)		1		

年度	2023(令和5)												2024(令和6)												2025(令和7)												2026(令和8)												2027(令和9)												2028(令和10)											
	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3																								
項目																																																																								
固体廃棄物処理系系固化装置の 固化材の変更に伴う工事	△着工																																																																							
	△竣工																																																																							

申請書添付参考図

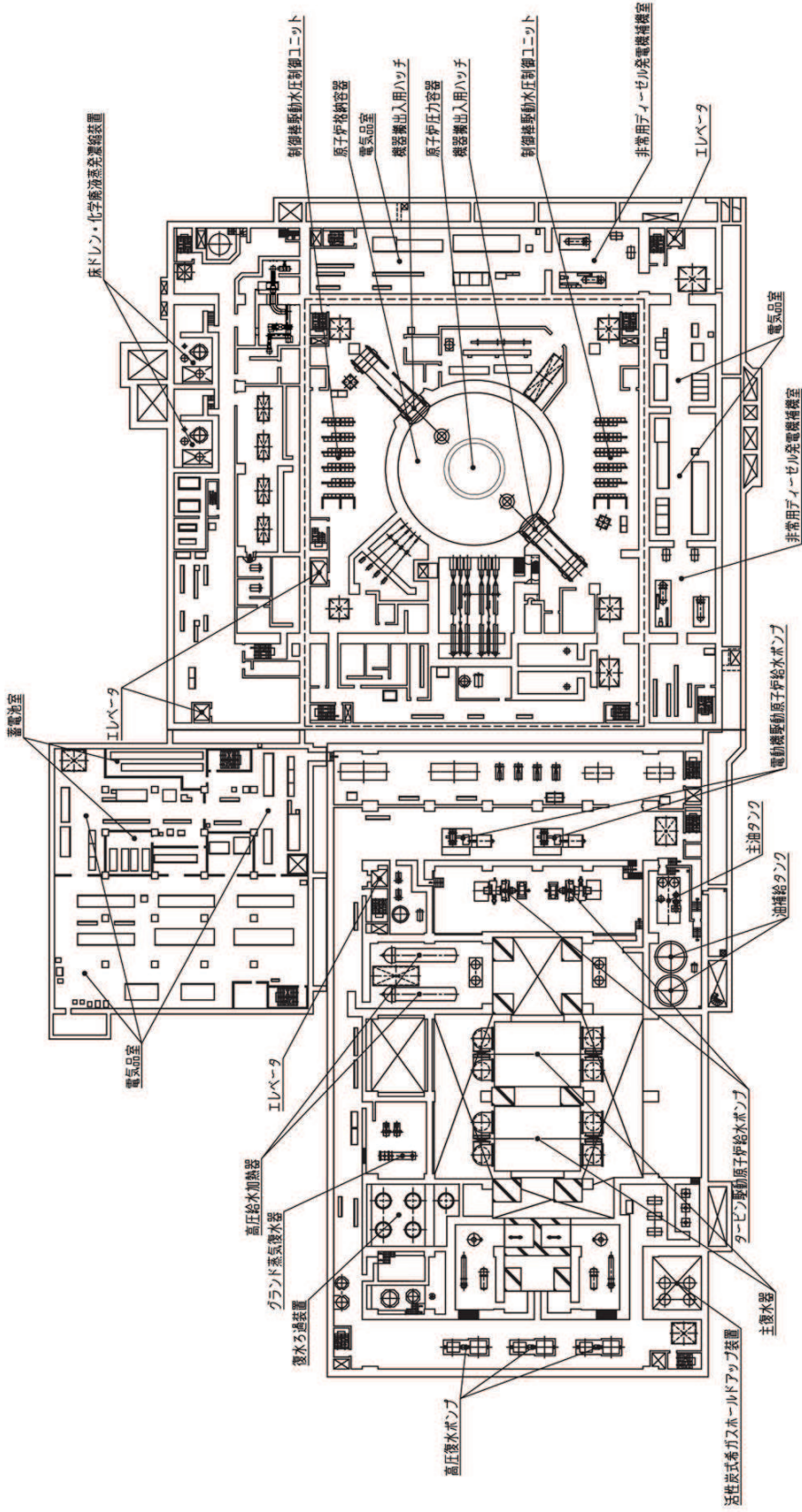
2号炉に係る申請書添付参考図を次のとおり変更する。

「第5図 地下一階機器配置図」を添付1のとおり変更する。

「第6図 一階機器配置図」を添付2のとおり変更する。

「第28図 固体廃棄物処理系系統概要図」を添付3のとおり変更する。

制御建屋 O. P. 8000

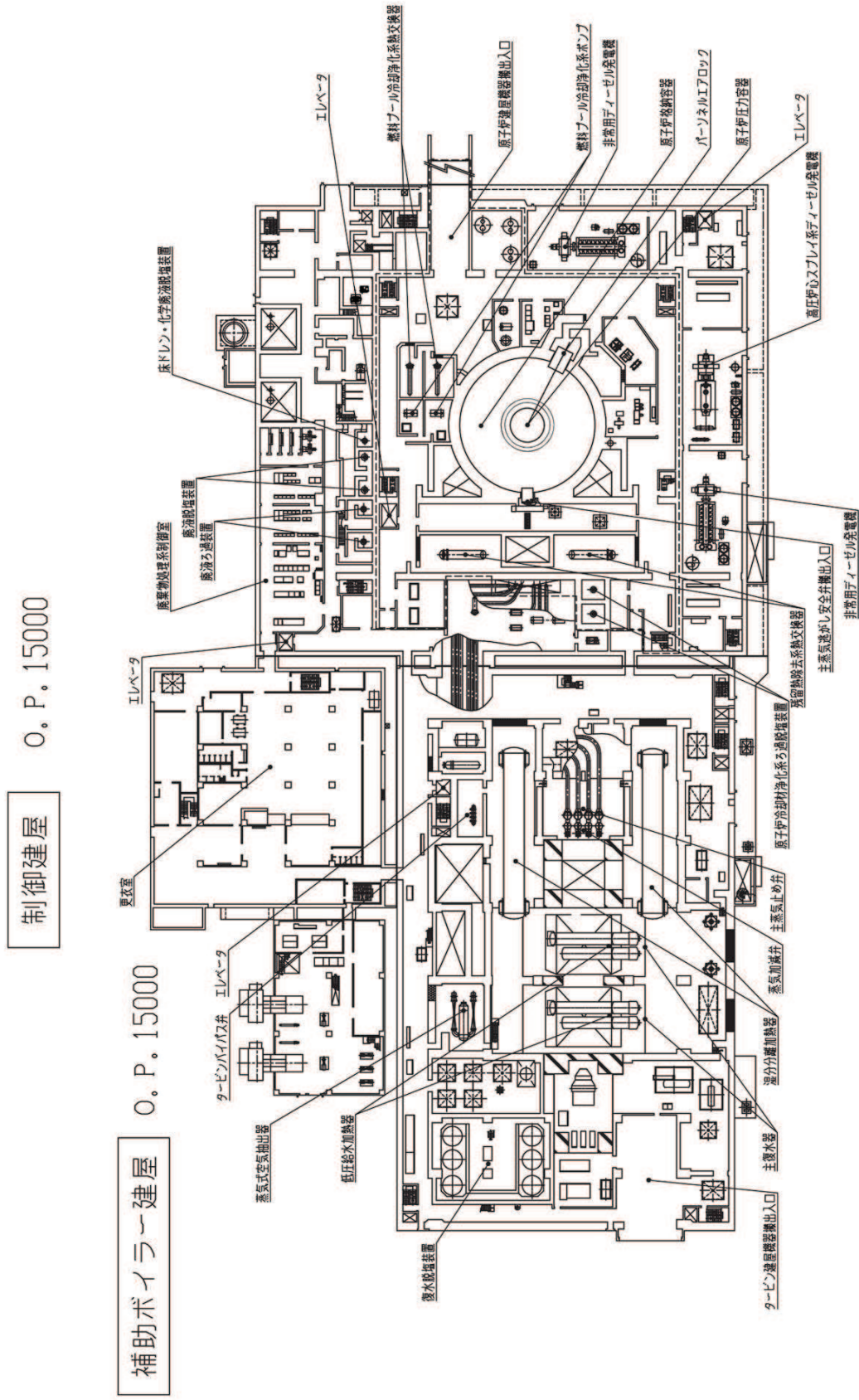


タービン建屋 O. P. 7600

原子炉建屋 O. P. 6000

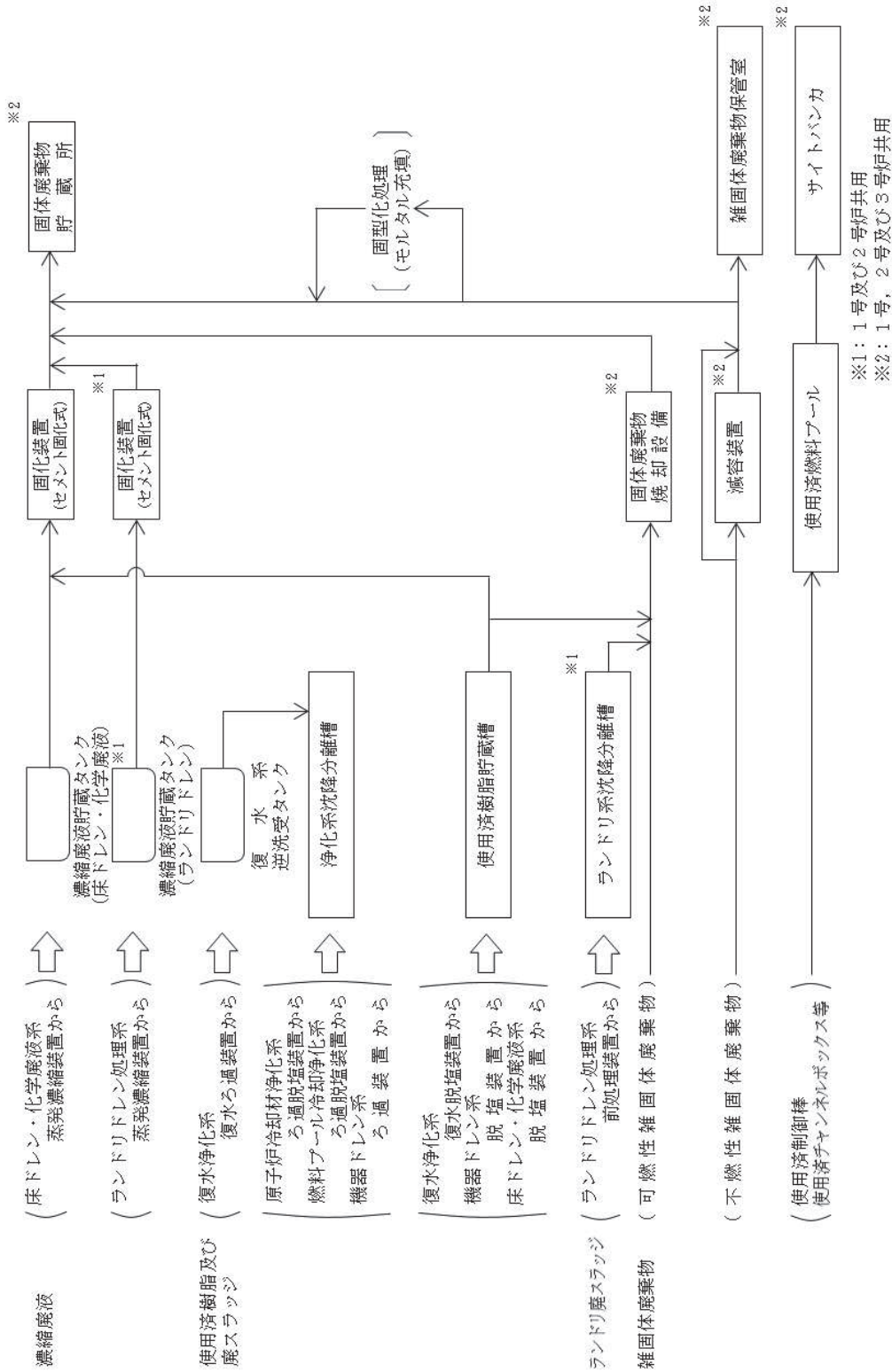
[] 内二次格納施設を示す

第5図 地下一階機器配置図



制御建屋 O.P. 15000
補助ボイラー建屋 O.P. 15000
原子炉建屋 O.P. 15000
[]内二次格納施設を示す

第 6 図 一階機器配置図



第 28 図 固体廃棄物処理系系統概要図