

原 発 本 第 199 号  
令 和 6 年 1 月 17 日

原子力規制委員会 殿

住 所 福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号  
申 請 者 名 九州電力株式会社  
代 表 者 氏 名 代表取締役 社長執行役員 池 辺 和 弘

## 川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書

( 1 号 及 び 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、下記のとおり川内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

名 称	九州電力株式会社
住 所	福岡市中央区渡辺通二丁目 1 番 82 号
代表者の氏名	代表取締役 社長執行役員 池 辺 和 弘

#### 二、変更に係る工場又は事業所の名称及び所在地

名 称	川内原子力発電所
所 在 地	鹿児島県薩摩川内市久見崎町

### 三、変更の内容

昭和52年12月17日付け52安(原規)第378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等を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置許可申請書の記載事項について、次の事項の記述の一部を別紙2のとおり改める。

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) 核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備を1号炉及び2号炉共用とする。
- (2) 1号炉及び2号炉のタービン動補助給水ポンプ取替に伴い、関連する記載事項の一部を変更する。

### 五、工事計画

1号炉及び2号炉のタービン動補助給水ポンプ取替に伴う工事の計画は別紙3のとおりである。

なお、核燃料物質取扱設備の一部、使用済燃料貯蔵設備の一部及び使用済燃料ピット水浄化冷却設備の共用化(1号及び2号炉共用)の変更については工事を伴わない。

本資料のうち、枠囲みの内容は、  
商業機密あるいは防護上の観点  
から公開できません。

別紙 1

設置変更許可等の経緯

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
昭和55年7月29日	54資庁第15095号	1号原子炉施設の変更 (安全保護回路の一部変更)
昭和55年12月22日	54資庁第101号	2号炉増設
昭和56年4月3日	55資庁第13351号	1号原子炉施設の変更 (出力分布調整用制御棒クラスタ及び駆動装置の廃止、原子炉格納容器再循環ファンの容量変更)
昭和58年2月26日	57資庁第16088号	1号原子炉施設の変更 (取替燃料濃縮度の変更)
昭和59年5月11日	59資庁第726号	1号及び2号原子炉施設の変更 (1号炉及び2号炉のB型燃料の使用に伴う変更、2号炉の取替燃料濃縮度の変更)
平成2年4月4日	元資庁第1918号	1号及び2号原子炉施設の変更 (燃料集合体最高燃焼度及び取替燃料濃縮度の変更、ガドリニア入り燃料の使用、ベイラの共用化、使用済燃料の処分の方法の変更)
平成7年1月24日	6資庁第9919号	1号及び2号原子炉施設の変更 (洗浄排水高濃縮装置の設置)
平成10年4月28日	平成09・08・20資第1号	1号及び2号原子炉施設の変更 (使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更)
平成12年3月30日	平成11・12・15資第7号	1号及び2号原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法の変更)
平成17年12月21日	平成16・11・25原第4号	1号及び2号原子炉施設の変更 (高燃焼度燃料の使用、1号炉蒸気発生器取替え、2号炉制御棒クラスタ駆動装置の一部撤去、使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力の変更、気体廃棄物の廃棄施設の一部撤去、使用済樹脂貯蔵タンクの増設、固体廃棄物貯蔵庫の増設、固体廃棄物貯蔵庫の保管対象物の変更)

設置変更許可等の経緯

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
平成22年12月27日	平成21・11・05原第4号	1号及び2号原子炉施設の変更 (2号炉蒸気発生器の取替え、固体廃棄物貯蔵庫の貯蔵保管能力及び保管対象物の変更)
平成26年9月10日	原規規発第1409102号	1号及び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の改正に伴い、重大事故等に対処するために必要な施設の設置及び体制の整備等を行うため、併せて、記載事項の一部を関連法令等の記載と整合するよう変更)
平成28年11月2日	原規規発第16110237号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更 (使用済燃料の処分の方法の変更)
平成29年2月8日	原規規発第1702082号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更 (常設直流電源設備の設置、受電系統の変更、緊急時対策所の変更)
平成29年4月5日	原規規発第1704052号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更 (特定重大事故等対処施設の設置)
平成30年3月7日	原規規発第1803073号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更 (重大事故等に対処するための蓄電池の運用の変更)
平成31年1月16日	原規規発第1901166号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更(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改正に伴い、地震時の燃料被覆管の閉じ込め機能の維持に係る設計方針の追加、内部溢水による管理区域外への漏えいの防止に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載に変更)

設置変更許可等の経緯

許可（届出）年月日	許可（届出）番号	備 考
平成31年 1 月 16日	原規規発第1901167号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更(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改正に伴い、柏崎刈羽原子力発電所6号炉及び7号炉の新規制基準適合性審査を通じて得られた技術的知見の反映に関連する記載事項の一部を規則の条文と整合した記載に変更)
令和 2 年 1 月 29日	原規規発第2001296号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更(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改正に伴い、1号炉及び2号炉における中央制御室、緊急時対策所、特定重大事故等対処施設等に対して、有毒ガスの発生に対する防護方針について記載)
令和 2 年 10月 21日	原規規発第2010213号	1号及び2号発電用原子炉施設の変更(廃棄物搬出設備の設置)
【届 出】 平成25年 7 月 8 日 〔平成26年 4 月 30日〕 一部補正	発本原第85号 (発本原第23号)	1号及び2号炉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
令和 2 年 4 月 1 日	原発本第 9 号	1号及び2号炉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

## 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

#### ニ．核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備のうち、(1) 核燃料物質取扱設備の構造、(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力の(ii) 使用済燃料貯蔵設備並びに(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力の(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備の記述を以下のとおり変更する。

#### A． 1 号 炉

##### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

(i) 核燃料物質取扱設備(燃料取扱設備)は次のものから構成し、安全に燃料の取扱いができる構造とする。

燃料取替装置	一式
燃料移送装置(一部1号及び2号炉共用、既設)	一式
除染装置(1号及び2号炉共用、既設)	一式

(ii) 新燃料は、燃料取扱建屋内の新燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、又は直接原子炉格納容器機器搬入口を経て、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替えは、原子炉上部のキャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

使用済燃料は、燃料取扱設備により水中で燃料取扱建屋内へ運び、同建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵するとともに、7年以上冷却した1号炉の使用済燃料については、必要に応じて2号燃

料取扱建屋内の使用済燃料貯蔵設備のほう酸水中に貯蔵する。なお、使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

(2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

(ii) 使用済燃料貯蔵設備

a. 構造

使用済燃料貯蔵設備（一部 1 号及び 2 号炉共用、既設）は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱建屋内に設ける。

使用済燃料ピットは、使用済燃料の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱建屋内の放射線量率を監視する設備等を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料集合体の取扱中の想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水



位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約1,190%相当分（1号及び2号炉共用、既設）

(3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

(i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

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（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピット水浄化冷却設備（1号及び2号炉共用、既設）を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（1号及び2号炉共用、既設）

台数	3
容量	約 430m <sup>3</sup> /h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（1号及び2号炉共用、既設）

基数	3
伝熱容量	約 3.0MW（1基当たり）

## B. 2 号 炉

### (1) 核燃料物質取扱設備の構造

(i) 核燃料物質取扱設備（燃料取扱設備）は次のものから構成し、安全に燃料の取扱いができる構造とする。

燃料取替装置	一式
燃料移送装置（一部 1 号及び 2 号炉共用、既設）	一式
除染装置（1 号及び 2 号炉共用、既設）	一式

(ii) 新燃料は、燃料取扱建屋内の新燃料貯蔵設備から燃料取扱設備により、又は直接原子炉格納容器機器搬入口を経て、原子炉格納容器内に搬入する。燃料取替は、原子炉上部の原子炉キャビティに水張りし、水中で燃料取扱設備を用いて行う。

使用済燃料は、燃料取扱設備により水中で燃料取扱建屋内へ運び、同建屋内の使用済燃料貯蔵設備に貯蔵するとともに、7年以上冷却した 2 号炉の使用済燃料については、必要に応じて 1 号燃料取扱建屋内の使用済燃料貯蔵設備のほう酸水中に貯蔵する。なお、使用済燃料の搬出には、使用済燃料輸送容器を使用する。

### (2) 核燃料物質貯蔵設備の構造及び貯蔵能力

#### (ii) 使用済燃料貯蔵設備

##### a. 構 造

使用済燃料貯蔵設備（一部 1 号及び 2 号炉共用、既設）は、使用済燃料及び新燃料をほう酸水中の使用済燃料ラックに挿入して貯蔵する鉄筋コンクリート造、ステンレス鋼内張りの水槽（使用済燃料ピット）であり、燃料取扱建屋内に設ける。

使用済燃料ピットは、使用済燃料の上部に十分な水深を確保する設計とするとともに、使用済燃料ピット水位、水温及び使

用済燃料ピット水の漏えい並びに燃料取扱建屋内の放射線量率を監視する設備等を設け、さらに、万一漏えいを生じた場合には、ほう酸水を補給できる設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、想定されるいかなる状態においても燃料が臨界に達することのない設計とする。

使用済燃料貯蔵設備は、燃料集合体の取扱中の想定される落下時にも著しい使用済燃料ピット水の減少を引き起こすような損傷を避けるよう設計する。

使用済燃料貯蔵設備の使用済燃料ピットは、使用済燃料ピットの冷却機能喪失、使用済燃料ピットの注水機能喪失、使用済燃料ピット水の小規模な漏えいが発生した場合において、燃料の貯蔵機能を確保できる設計とする。

また、使用済燃料ピットからの大量の水の漏えいにより使用済燃料ピット水位が使用済燃料ピット出口配管下端未満かつ水位低下が継続する場合に、臨界にならないよう配慮したラック形状及び燃料配置においてスプレイや蒸気条件においても臨界を防止できる設計とする。

#### b. 貯蔵能力

全炉心燃料の約860%相当分（1号及び2号炉共用、既設）

### (3) 核燃料物質貯蔵用冷却設備の構造及び冷却能力

#### (i) 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

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（以下「通常運転時等」という。）において、使用済燃料ピットには、使用済燃料からの崩壊熱の除去及び使用済燃料ピット水の浄化を行うため、ポンプ、冷却器等で構成する使用済燃料ピ

ット水浄化冷却設備（1号及び2号炉共用、既設）を設け、使用済燃料から発生する崩壊熱の除去を行うのに十分な冷却能力を有する設計とする。使用済燃料ピット水浄化冷却設備で除去した熱は、最終的な熱の逃がし場である海へ輸送できる設計とする。

a. 使用済燃料ピットポンプ（1号及び2号炉共用、既設）

台 数 3

容 量 約 430m<sup>3</sup>/h（1台当たり）

b. 使用済燃料ピット冷却器（1号及び2号炉共用、既設）

基 数 3

伝熱容量 約 3.0MW（1基当たり）

## ホ. 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

原子炉冷却系統施設の構造及び設備のうち、(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及び(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備の記述を以下のとおり変更する。

### A. 1 号 炉

#### (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、発電用原子炉を冷却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。

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以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統のフィードアンドブリード及び蒸気発生器2次側による炉心冷却）を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1次冷却系統

のフィードアンドブリード)として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入システムにより炉心へのほう酸水の注入を行い、加圧器逃がし弁を開操作することでフィードアンドブリードを行う設計とする。

復水タンクへの補給不能により2次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却)として、海を水源としたA、B海水ポンプは、補助給水システムに海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器2次側による炉心冷却ができる設計とする。蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。

全交流動力電源及び常設直流電源システムが喪失した場合を想定した重大事故等対処設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却)として、復水タンクを水源としたタービン動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水するため、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復し、蒸気発生器2次側による炉心冷却によって、1次冷却システムの十分な減圧及び冷却ができる設計とし、その期間内に1次冷却システムの減圧対策及び低圧時の冷却対策が可能な時間的余裕をとれる設計とする。電動補助給水ポンプの電源については大容量空冷式発電機より給電することで機能を回復できる設計と

する。主蒸気逃がし弁については、機能回復のため現場において人力で操作できる設計とする。

大容量空冷式発電機は、「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]

充てん／高圧注入ポンプ (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)

台 数 3

容 量 約 147 m<sup>3</sup> / h (1 台当たり) (安全注入時)

揚 程 約 732m (安全注入時)

加圧器逃がし弁 (ホ.(1)他と兼用)

型 式 空気作動式

個 数 2

燃料取替用水タンク (ホ.(3)(ii)a.(a)他と兼用)

基 数 1

容 量 約 1,800m<sup>3</sup>

海水ポンプ

(「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を減圧するための設備」、「原子炉補機冷却海水設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」、「原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

台 数 2 (蒸気発生器 2 次側による

炉心冷却時 A、B 号機使用)

容 量 約 2,200m<sup>3</sup> / h (1 台当たり)

揚 程 約 36m

電動補助給水ポンプ（ホ. (2)他と兼用）

台 数 2

容 量 約 90m<sup>3</sup> / h（1台あたり）

タービン動補助給水ポンプ（ホ. (2)他と兼用）

台 数 1

容 量 約 210m<sup>3</sup> / h

主蒸気逃がし弁（ホ. (2)他と兼用）

型 式 空気作動玉形弁

個 数 3

容 量 約 183t / h（1個あたり）

蒸気発生器（ホ. (1)他と兼用）

型 式 たて置U字管式熱交換器型

基 数 3

復水タンク（ホ. (2)他と兼用）

基 数 1

容 量 約 800m<sup>3</sup>

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁

（「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」及び「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備」と兼用）

型 式 電気直流作動式

個 数 2

蓄圧タンク（ホ. (3)(ii)a. (c)と兼用）

基 数 3



容 量 約 41m<sup>3</sup> (1 基当たり)

蓄圧タンク 出口弁

型 式 電気交流作動式

個 数 3

余熱除去ポンプ (ホ. (3) (ii) a. (b) と兼用)

台 数 2

容 量 約 681m<sup>3</sup> / h (1 台当たり)

(余熱除去運転時)

約 852m<sup>3</sup> / h (1 台当たり)

(安全注入時及び再循環運転時)

揚 程 約 82m (余熱除去運転時)

約 73m (安全注入時及び再循環運転時)

余熱除去冷却器

(「低圧注入系」、「余熱除去設備」、「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 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」及び「重大事故等の収束に必要なとなる水の供給設備」と兼用)

基 数 2

格納容器再循環サンプ

(「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「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 低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故

等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

個 数 2

格納容器再循環サンプスクリーン

(「高圧注入系」、「低圧注入系」、「原子炉格納容器スプレイ設備」、「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低圧時に発電用原子炉を冷却するための設備」、「原子炉格納容器内の冷却等のための設備」及び「重大事故等の収束に必要となる水の供給設備」と兼用)

容 量 約 1,792m<sup>3</sup>/h (1基当たり)

基 数 2

(b) 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

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、原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧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。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、1次冷却系統の減圧のための設備及び1次冷却系統の減圧と併せて炉心を冷却するための設備として以下の重大事故等対処設備(1次冷却系統の減圧及び1次冷却系統のフィードアンドブリード)を設ける。また、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系統の減圧のための設備として以下の重大事故等対処設備(蒸気発生器2次側による炉心冷却)

を設ける。

電動補助給水ポンプ、タービン動補助給水ポンプ、復水タンク及び主蒸気逃がし弁の故障等により蒸気発生器 2 次側による炉心冷却を用いた 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（1 次冷却系統の減圧）として、加圧器逃がし弁は、開操作することにより 1 次冷却系統を減圧できる設計とする。また、燃料取替用水タンクを水源とした充てん／高圧注入ポンプは、安全注入系統により炉心へほう酸水を注入できる設計とする。

復水タンクへの補給不能により 2 次冷却系からの除熱機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、海を水源とした A、B 海水ポンプは、補助給水系統に海水を直接供給でき、電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側による炉心冷却ができる設計とする。

加圧器逃がし弁の故障により 1 次冷却系統の減圧機能が喪失した場合の重大事故等対処設備（蒸気発生器 2 次側による炉心冷却）として、復水タンクを水源とした電動補助給水ポンプ又はタービン動補助給水ポンプは、蒸気発生器へ給水し、主蒸気逃がし弁を開操作することで蒸気発生器 2 次側での炉心冷却による 1 次冷却系統の減圧を行う設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、タービン動補助給水ポンプの機能回復のための設備として以下の重大事故等対処設備（タービン動補助給水ポンプの機能

回復) を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備(タービン動補助給水ポンプの機能回復)として、現場での人力によるタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁の操作によりタービン動補助給水ポンプの機能を回復できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、主蒸気逃がし弁の機能回復のための設備で窒素ポンプ等の可搬型重大事故防止設備と同等以上の効果を有する措置として以下の重大事故等対処設備(主蒸気逃がし弁の機能回復)を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した重大事故等対処設備(主蒸気逃がし弁の機能回復)として、主蒸気逃がし弁は、現場において可搬型コンプレッサー又は窒素ポンプ等を接続するのと同様以上の作業の迅速性、駆動軸を人力で直接操作することによる操作の確実性及び空気作動に対する多様性を有するため、手動設備として設計する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した加圧器逃がし弁の機能回復のための設備として以下の可搬型重大事故防止設備(加圧器逃がし弁の機能回復)を設ける。

全交流動力電源及び常設直流電源系統が喪失した場合を想定した可搬型重大事故防止設備(加圧器逃がし弁の機能回復)

として、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁の電磁弁へ給電し、かつ、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）は、加圧器逃がし弁に窒素を供給し、空気作動弁である加圧器逃がし弁を作動させることで1次冷却系統を減圧できる設計とする。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、炉心溶融時における高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱を防止するための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。

重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、1次冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備のうち、蒸気発生器伝熱管破損発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制、インターフェイスシステムLOCA発生時の1次冷却材の原子炉格納容器外への漏えい量を抑制のための設備として以下の重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）を設ける。重大事故等対処設備（1次冷却系統の減圧）として、主蒸気系統設備の主蒸気逃がし弁及び1次系冷却設備の加圧器逃がし弁を使用する。

インターフェイスシステムLOCA時において、余熱除去系統の隔離に使用する余熱除去ポンプ入口弁は、専用の工具を用いることで離れた場所から弁駆動機構を介して遠隔操作できる設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である加圧器逃がし弁は、制御用空気が喪

失した場合に使用する窒素ポンプ（加圧器逃がし弁用）の容量の設定も含めて、重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計とする。

想定される重大事故等が発生した場合に確実に作動するように、減圧用の弁である主蒸気逃がし弁は、制御用空気が喪失した場合の手動操作も含めて、重大事故等時における原子炉補助建屋内の環境条件を考慮した設計とする。インターフェイスシステムLOCA時及び蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時に使用する設備であるため、インターフェイスシステムLOCA時の環境影響を受けない原子炉補助建屋内の区画に設置し、蒸気発生器伝熱管破損＋破損蒸気発生器隔離失敗時の環境条件を考慮した設計とする。操作は中央制御室から可能な設計及び設置場所での手動ハンドル操作により可能な設計とする。

[常設重大事故等対処設備]

加圧器逃がし弁（ホ. (1)他と兼用）

型 式 空気作動式

台 数 2

充てん／高圧注入ポンプ（ホ. (3) (ii) a. (a)他と兼用）

台 数 3

容 量 約 147m<sup>3</sup>／h（1台あたり）（安全注入時）

揚 程 約 732m（安全注入時）

燃料取替用水タンク（ホ. (3) (ii) a. (a)他と兼用）

基 数 1

容 量 約 1,800m<sup>3</sup>

海水ポンプ (ホ. (3) (ii) b. (a) 他と兼用)

台 数 2 (蒸気発生器 2 次側による炉心冷却時  
A、B 号機使用)

容 量 約 2,200m<sup>3</sup>/h (1 台当たり)

揚 程 約 36m

電動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 2

容 量 約 90m<sup>3</sup>/h (1 台当たり)

タービン動補助給水ポンプ (ホ. (2) 他と兼用)

台 数 1

容 量 約 210m<sup>3</sup>/h

主蒸気逃がし弁 (ホ. (2) 他と兼用)

型 式 空気作動玉形弁

個 数 3

容 量 約 183t/h (1 個当たり)

蒸気発生器 (ホ. (1) 他と兼用)

型 式 たて置 U 字管式熱交換器型

基 数 3

復水タンク (ホ. (2) 他と兼用)

基 数 1

容 量 約 800m<sup>3</sup>

タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁 (ホ. (3) (ii) b. (a)  
と兼用)

型 式 電気直流作動式

個 数 2

余熱除去ポンプ入口弁

型 式 手動式（専用の工具で遠隔操作可能）

個 数 2

[可搬型重大事故等対処設備]

窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）

個 数 4（予備2）

容 量 約 470（1個当たり）

可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）（1号及び2号炉共用）

個 数 4（予備2）

容 量 約 7.2A・h（1個当たり）

B. 2号炉

1号炉に同じ。



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

ハ．重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）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

重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。）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うち、(2) 有効性評価の(ii) 評価条件のa. 主要な解析条件の(b) 共通評価条件の(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故及びd. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故並びに(iii) 評価結果のc. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故の記述を以下のとおり変更する。

A. 1 号 炉

(2) 有効性評価

(ii) 解析条件

a. 主要な解析条件

(b) 共通解析条件

(b-3) 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事

故

(b-3-1) 初期条件

- ・使用済燃料ピット崩壊熱は、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、1号炉9.009MW、2号炉8.600MWを用いるものとする。
- ・事象発生前使用済燃料ピット水温は、40℃を用いるものとする。
- ・燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して、Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。評価においては、Aピット及びBピットのみ水量を考慮するものとする。
- ・使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b-3-2) 重大事故等対策に関連する機器条件

- ・放射線の遮へいが維持できる使用済燃料ピット水位としては、燃料頂部から、1号炉約4.29m、2号炉約4.21mとする。

d. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(a) 想定事故1

- (a-1) 事象発生前使用済燃料ピット水位については、使用済燃料ピット水位低警報レベルである、通常運転水位（以下「NWL」という。） $-0.08\text{m}$ とする。
- (a-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。
- (a-3) 外部電源はないものとする。
- (a-4) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピッ

トへの注水流量は、 $20\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(a-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(a-5-1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

(b) 想定事故2

(b-1) 使用済燃料ピット冷却系配管の破断によって想定される初期水位については、使用済燃料ピット冷却系出口配管下端まで低下すると想定し、サイフォンブレイカの効果を考慮し、1号炉NWL—約1.36m、2号炉NWL—約1.38mとする。

(b-2) 安全機能としては、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。

(b-3) 外部電源はないものとする。

(b-4) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる使用済燃料ピットへの注水流量は、 $20\text{m}^3/\text{h}$ を設定するものとする。

(b-5) 事故収束のための運転員等操作としては、以下のとおりとする。

(b-5-1) 使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水は、事象発生から6時間20分後に開始するものとする。

(iii) 評価結果

c. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

初期水位の観点から最も厳しい想定事故2において、事故発生から使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱建屋の遮へい設計基準値  $0.15\text{mSv}/\text{h}$  に相当する水位まで低下す

るのに要する時間は約 1.5 日であり、事故を検知し、使用済燃料ピット補給用水中ポンプを配備し注水を行うまでに十分な時間余裕があることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持できる水位を確保できる。さらに、使用済燃料ピットは通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は最大で 0.970 であり、十分な未臨界性を確保できる設計としている。この実効増倍率は使用済燃料ピット内の水の沸騰による水密度の低下に伴って低下することから、未臨界は維持される。

このため、不確かさを考慮しても燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できるとともに未臨界は維持される。

## B. 2 号 炉

1 号炉に同じ。

## 1号炉及び2号炉申請書表

### A. 1号炉

申請書表のうち、下記表を変更する。

### 記

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（2／20）

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（3／20）

第 10.1 表 重大事故等対策における手順書の概要（2 / 20）

1.2 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、1次系のフィードアンドブリード又は蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉を冷却する手順等を整備する。</p> <p>また、原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水を監視及び制御する手順等を整備する。</p>
対応手段等	<p style="text-align: center;">フロントライン系故障時</p> <p style="text-align: center;">1次系のフィードアンドブリード</p> <p>全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合、燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入する操作と加圧器逃がし弁による原子炉格納容器内部へ原子炉冷却材を放出する操作を組み合わせた1次系のフィードアンドブリードにより原子炉を冷却する。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</p>
	<p style="text-align: center;">蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）</p> <p>復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行うため、海水をA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。</p> <p>蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。</p>

対応手段等	サポート系故障時	(蒸気発生器2次側による炉心冷却(注水)) ポンプの機能回復	<p>直流電源が喪失した場合において、タービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p> <p>全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機により受電した電動補助給水ポンプを起動し、復水タンク水を蒸気発生器へ注水する。</p> <p>ただし、大容量空冷式発電機の燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを使用できる間は、タービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p> <p>電動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>
		弁の機能回復(蒸気発生器2次側による炉心冷却(蒸気放出))	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合は、現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う。</p>
	監視及び制御		<p>原子炉を冷却するために1次冷却材及び2次冷却材の保有水を加圧器水位、蒸気発生器水位により監視する。また、これらの計測機器が故障又は計測範囲(把握能力)を超えた場合、当該パラメータの値を推定する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却のために起動した補助給水ポンプの作動状況を補助給水流量、復水タンク水位、蒸気発生器水位により確認する。</p> <p>燃料取替用水タンク水等を常設電動注入ポンプ等により炉心へ注入する場合、流量を調整し加圧器水位を制御する。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却を行う場合、補助給水流量を調整し蒸気発生器水位を制御する。</p>

配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系 故障時	2次冷却系の除熱機能回復を優先し、2次冷却系の除熱機能が回復しない場合は、1次系のフィードアンドブリードを行う。
		サブポート系 故障時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先して実施する。
	復旧に係る 手順等	全交流動力電源が喪失した場合、大容量空冷式発電機からの給電により、電動補助給水ポンプを起動させ、十分な期間運転を継続させる。給電の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。	
	主蒸気逃がし弁 操作時の留意事項	主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 1次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。	
	主蒸気逃がし弁現場 操作時の環境条件	蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室からの遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。	
	全交流電源喪失及び 補助給水失敗時の 留意事項	全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。加圧器逃がし弁による減圧準備の手順は「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」にて整備する。	
	タービン動 補助給水ポンプ 駆動蒸気確保	全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。	



配慮すべき事項	判断基準について	<p>1次系のフィードアンドブリードの</p> <p>蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。</p> <p>1次系のフィードアンドブリードを開始する、全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。</p>
	作業性	<p>A、B海水ポンプから補助給水ポンプへ直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は手動ハンドルにより容易に操作できる。</p>

第10.1表 重大事故等対策における手順書の概要（3 / 20）

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、1次系のフィードアンドブリード、蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水、蒸気放出）により発電用原子炉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、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による原子炉格納容器破損を防止するため、1次冷却系を減圧する手順等を整備する。</p> <p>さらに、蒸気発生器伝熱管破損又は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、1次冷却系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>1次系のフィードアンドブリード</p> <p>全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位になった場合において、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧機能が喪失した場合、加圧器逃がし弁を用いた1次系のフィードアンドブリードにより1次冷却系を減圧する。燃料取替用水タンク水を充てん／高圧注入ポンプにより原子炉へ注入し、原子炉の冷却を確保してから加圧器逃がし弁を開とする。格納容器再循環サンプ水位が、再循環切替可能水位に到達すれば中央制御室で高圧再循環運転に切り替える。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復した場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却により低温停止状態とする。</p> <p>2次冷却系の除熱機能が回復しない場合、余熱除去系統による炉心冷却を開始し、蓄圧タンク出口弁を閉止後、1次系のフィードアンドブリードを停止する。その後、余熱除去系統による炉心冷却により低温停止状態とする。余熱除去系統が使用できない場合、余熱除去系統又は2次冷却系の除熱機能が使用可能となるまで高圧再循環運転を継続する。</p>

対応手段等	フロントライン系故障時	蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水）	<p>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合に蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、補助給水ポンプの自動起動を確認し、復水タンク水が蒸気発生器へ注水されていることを確認する。この時、補助給水ポンプが運転していなければ、中央制御室から補助給水ポンプを起動し蒸気発生器へ注水する。</p> <p>なお、補助給水ポンプの優先順位は、外部電源又はディーゼル発電機が健全であれば電動補助給水ポンプを優先し、代替電源からの給電時は燃料消費量削減の観点からタービン動補助給水ポンプを優先して使用する。</p> <p>復水タンク及び2次系純水タンクが使用できない場合、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行うため、海水をA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口へ直接供給し、蒸気発生器へ注水する。</p> <p>蒸気発生器への注水機能において復水タンクが使用できない場合は、水源を復水タンクから多様性拡張設備である2次系純水タンクへ切り替え、補助給水ポンプによる注水を優先する。2次系純水タンクも使用できない場合、多様性拡張設備である電動主給水ポンプ又は蒸気発生器水張ポンプによる注水を優先し、次にA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給による注水を行う。多様性拡張設備である可搬型ディーゼル注入ポンプは使用準備に時間を要することから、復水タンクが使用できない場合に準備を開始し、準備が整った際に他の注水手段がなければ使用する。ただし、準備が整った際に淡水からの注水が可能であればA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給よりも優先して使用する。</p>
		炉心冷却（蒸気放出）	<p>加圧器逃がし弁による原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧機能が喪失した場合、主蒸気逃がし弁の開を確認し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧が行われていることを確認する。主蒸気逃がし弁が開弁していなければ中央制御室にて開弁する。</p>
	サポート系故障時	ポンプの機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（注水））	<p>直流電源が喪失した場合においてタービン動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水が必要な場合、現場でタービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁を開操作することにより、タービン動補助給水ポンプを起動し、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>なお、タービン動補助給水ポンプは、復水タンクから2次系純水タンクへの切り替え、復水タンクへの中間受槽からの補給及びA、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給により水源を確保し、高圧再循環運転、余熱除去系統又は蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードによる炉心冷却が可能となるまでの期間、運転を継続する。</p>

対応手段等	サポート系故障時	弁の機能回復（蒸気発生器2次側による炉心冷却（蒸気放出））	<p>主蒸気逃がし弁の駆動源が喪失した場合に現場で手動により主蒸気逃がし弁を開操作することで、蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>制御用空気喪失時において、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）を空気配管に接続し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p> <p>直流電源喪失時において、加圧器逃がし弁の開弁が必要である場合、加圧器逃がし弁の機能を回復させるため、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により直流電源を供給し、中央制御室からの操作による1次冷却系の減圧を行う。</p>
	直接加熱防止	格納容器内雰囲気 高圧溶融物放出及び	<p>炉心損傷時、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上である場合、高圧溶融物放出及び格納容器内雰囲気直接加熱による格納容器破損を防止するため、加圧器逃がし弁により1次冷却系を減圧する。</p>
	蒸気発生器伝熱管破損		<p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん/高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。</p> <p>破損蒸気発生器を1次冷却材圧力、蒸気発生器の圧力、水位及び高感度型主蒸気管モニタ等の指示値から判断し、破損蒸気発生器を隔離する。破損側蒸気発生器の隔離完了後に破損蒸気発生器圧力の低下が継続し破損蒸気発生器の隔離失敗と判断した場合、健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の蒸気発生器2次側への漏えいを抑制する。</p> <p>1次冷却系減圧後、充てん/高圧注入ポンプを安全注入から充てんに切り替え、余熱除去系により炉心を冷却する。</p>
	システムLOCA		<p>インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、プラントの自動停止及び非常用炉心冷却設備作動信号による充てん/高圧注入ポンプ等の自動作動を確認する。</p> <p>1次冷却材圧力、加圧器水位の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力上昇等によりインターフェイスシステムLOCAの発生を判断し、原子炉格納容器外への1次冷却材の格納容器外への漏えいを停止するため破損箇所を早期に発見し隔離する。</p> <p>破損箇所を隔離できない場合、主蒸気逃がし弁による冷却、減圧操作と加圧器逃がし弁による減圧操作で1次冷却系を減圧することにより1次冷却材の格納容器外への漏えい量を抑制する。</p> <p>低温停止状態に移行するにあたり、余熱除去系統による炉心冷却が困難であれば、蒸気発生器2次側のフィードアンドブリードにより炉心を冷却する。</p>
配慮すべき事項	優先順位	フロントライン系 故障時	<p>蒸気発生器2次側による炉心冷却を用いた1次冷却系の減圧を優先して使用し、蒸気発生器の除熱機能が喪失した場合は、充てん/高圧注入ポンプによる原子炉注入と加圧器逃がし弁開による1次系のフィードアンドブリードを行う。</p>

配慮すべき事項	優先順位	サポ ート 系 故 障 時	補助給水の機能が回復すれば、主蒸気逃がし弁を現場にて手動により開操作する。補助給水の機能が回復していない場合は、主蒸気逃がし弁の開操作による蒸気放出を実施すると蒸気発生器の保有水の減少が早まるため、補助給水ポンプの起動操作による蒸気発生器への注水を優先する。
	復旧に係る 手順等		直流電源喪失時、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）により加圧器逃がし弁へ給電することで中央制御室から遠隔操作を行う。全交流動力電源喪失時又は常設直流電源喪失時の代替電源確保等に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」に整備する。
	操作時の 留意事項	主蒸 気 逃 が し 弁	主蒸気逃がし弁を使用して蒸気放出を行う場合は、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認後実施する。 1次冷却材喪失が発生した場合、蒸気発生器伝熱管破損は放射線モニタ等で確認するが、全交流動力電源が喪失した場合は、放射線モニタが使用できないため、蒸気発生器水位及び圧力により、蒸気発生器伝熱管の破損がないことを確認する。 蒸気発生器伝熱管破損の兆候が見られた場合においては、当該蒸気発生器に接続された主蒸気逃がし弁の操作は行わない。
	留意事項	全交 流 電 源 喪 失 及 び 補 助 給 水 失 敗 時 の	全交流動力電源の喪失が継続し、補助給水系による蒸気発生器への注水機能が回復しない場合は、高圧溶融物放出及び格納容器雰囲気直接過熱による格納容器破損を防止するため加圧器逃がし弁による減圧準備を行う。
	環境条件		蒸気発生器伝熱管破損又は主蒸気／主給水配管破断等により現場の環境が悪化した場合において、現場での主蒸気逃がし弁操作を行う必要がある場合、初期対応としては現場にて確実に主蒸気逃がし弁を開操作し、以降は被ばく低減等の観点から多様性拡張設備である窒素ポンベ（主蒸気逃がし弁用）により駆動源を確保し、継続可能な期間で中央制御室から遠隔操作を行う。現場で手動により主蒸気逃がし弁を操作するにあたり、運転員等はポケット線量計を携帯するとともに、必要に応じて放射線防護具を着用する。  加圧器逃がし弁を確実に作動させるために、窒素ポンベの設定圧力は、有効性評価における原子炉容器破損前の格納容器内最高圧力を考慮した上で余裕を見た値に設定し、中央制御室からの操作は少ない回数で目標とする1次冷却材圧力まで減圧する。
	漏えい監視について	イン タ ー フ ェ ィ ス シ ス テ ム L O C A 時 の	インターフェイスシステムLOCAの漏えい場所特定は、原子炉補助建屋内の各部屋が分離されているため、漏水検知器、監視カメラ及び火災報知器により行う。

配慮すべき事項	インターフェイスシステムLOCA時の内部溢水の影響	<p>専用工具による操作場所及び操作場所への通路部を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のフロアよりも上層階とし、溢水影響がないようにする。</p>
	タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気の確保	<p>全交流動力電源喪失時において1次冷却系の減温、減圧を行う場合、タービン動補助給水ポンプ駆動蒸気確保のため主蒸気逃がし弁及びタービン動補助給水出口流量制御弁を調整し、封水戻りライン逃がし弁吹き止まりを考慮した圧力にて保持する。</p>
	1次系のフィードアンドブリードの判断基準について	<p>蒸気発生器広域水位計は常温、常圧の状態における水位を指示するように校正されている。そのため、高温状態においては、実水位と異なる指示値を示す。 1次系のフィードアンドブリードを開始する全ての蒸気発生器が除熱を期待できない水位とは、上記校正誤差に余裕を持たせた水位とする。</p>
	作業性	<p>A、B海水ポンプから補助給水ポンプ入口への直接供給に係るディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるように作業場所近傍に使用工具を配備する。</p> <p>タービン動補助給水ポンプ蒸気入口弁は手動ハンドルにより容易に操作できる。</p> <p>インターフェイスシステムLOCA発生時、現場での隔離操作はアクセスルート及び操作場所の環境性等を考慮して専用工具を用いて遠隔操作により行う。専用工具は速やかに操作ができるように操作場所近傍に配備する。</p>

## B. 2号炉

1号炉に同じ。



添 付 書 類



今回の変更申請に係る川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書（1号及び2号発電用原子炉施設の変更）の添付書類は以下のとおりである。

添付書類一 変更後における発電用原子炉の使用の目的に関する説明書  
令和2年10月21日付け原規規発第2010213号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類一の記載内容に同じ。

添付書類二 変更後における発電用原子炉の熱出力に関する説明書  
令和2年10月21日付け原規規発第2010213号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類二の記載内容に同じ。

添付書類三 変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類  
別添1に示すとおり。

添付書類四 変更後における発電用原子炉の運転に要する核燃料物質の取得計画を記載した書類  
令和2年10月21日付け原規規発第2010213号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類四の記載内容に同じ。

添付書類五 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書

別添 2 に示すとおり。

添付書類六 変更に係る発電用原子炉施設の場所に関する気象、地盤、水理、地震、社会環境等の状況に関する説明書

令和 2 年 10 月 21 日付け原規規発第 2010213 号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類六の記載内容に同じ。

添付書類七 変更に係る発電用原子炉又はその主要な附属施設の設置の地点から二十キロメートル以内の地域を含む縮尺二十万分の一の地図及び五キロメートル以内の地域を含む縮尺五万分の一の地図

令和 2 年 10 月 21 日付け原規規発第 2010213 号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類七の記載内容に同じ。

添付書類八 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

別添 3 に示すとおり記載内容を変更する。別添 3 に示す記載内容以外は次のとおりである。

令和 2 年 10 月 21 日付け原規規発第 2010213 号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の記載内容に同じ。

添付書類九 変更後における発電用原子炉施設の放射線の管理に関する説明書

令和2年10月21日付け原規規発第2010213号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類九の記載内容に同じ。

添付書類十 変更後における発電用原子炉施設において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説明書

別添4に示すとおり記載内容を変更する。別添4に示す記載内容以外は次のとおりである。

令和2年10月21日付け原規規発第2010213号をもって設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の記載内容に同じ。

添付書類十一 変更後における発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する説明書

別添5に示すとおり。

## 別添 1

### 添 付 書 類 三

変更の工事に要する資金の額及び調達計画を記載した書類

#### 1. 変更の工事に要する資金の額

本変更に係る 1 号炉及び 2 号炉のタービン動補助給水ポンプ取替に係る工事に要する資金は、約19億円である。

#### 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については、自己資金、社債及び借入金により調達する。

## 別添 2

### 添 付 書 類 五

#### 変更に係る発電用原子炉施設の設置及び運転に関する 技術的能力に関する説明書

本変更に係る発電用原子炉施設の設計及び工事、並びに運転及び保守（以下「設計及び運転等」という。）のための組織、技術者の確保、経験、品質保証活動、教育・訓練及び有資格者等の選任・配置については次のとおりである。

#### 1. 組 織

本変更に係る設計及び運転等は第 5.1 図に示す既存の原子力関係組織にて実施する。

これらの組織は、「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」第 43 条の 3 の 24 第 1 項の規定に基づく川内原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）等で定められた業務所掌に基づき、明確な役割分担のもとで川内原子力発電所の設計及び運転等に係る業務を適確に実施する。

本変更に係る設計及び工事の業務については、設計方針を原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門にて定め、本設計方針に基づく、現地における具体的な設計及び工事の業務は、川内原子力発電所において実施する。

本変更に係る運転及び保守の業務については、発電用原子炉施設の運転管理に関する業務は発電課が、発電用原子炉施設（土木建築設備を除く。）の保守及び燃料の取扱いに関する業務は保守課が、発電用原子炉施設のうち土木建築設備の保守に関する業務は土木建築課が、発電所の技術関係事項の総括及び燃料管理に関する業務は技術課が、放射線管理、放射性廃棄物管理及び化学管理に関する業務は安全管理課が、火災、内部溢水、火山影響等、その他自然災害、有毒ガス、重大事故等及び大規模損壊発生時の体制の整備、原子力防災等に関する業務は防災課が、出入管理に関する業務は防護管理課が実施する。

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

運転及び保守の業務のうち、自然災害や重大事故等にも適確に対処するため、あらかじめ、発電所長を本部長とした原子力防災組織を構築し対応する。本部長が緊急時体制を発令した場合は、緊急時対策本部を設置し、平時の業務体制から速やかに移行する。

原子力防災組織を第 5.2 図に示す。

この組織は、川内原子力発電所の組織要員により構成され、原子力災害への移行時には、本店の原子力防災組織と連携し、外部からの支援を受けることとする。

自然災害又は重大事故等が発生した場合は、緊急時対策本部要員（指揮者等）、重大事故等対策要員及び運転員（当直員）にて初動活動を行い、原子力防災管理者（発電所長）の指示の下、上記要員及び発電所外から参集した参集要員が役割分担に応じて対処する。

また、重大事故等の発生と自然災害が重畳した場合にも、原子力防災組織にて適確に対処する。

保安規定に基づき、発電用原子炉施設の保安に関する事項を審議するものとして本店に原子力発電安全委員会を、発電所における発電用原子炉施設の保安運営に関する事項を審議するものとして川内原子力発電所安全運営委員会を設置している。原子力発電安全委員会は、発

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

電用原子炉設置（変更）許可申請書本文に記載の建築物、系統及び機器の変更、保安規定の変更、本店所管の社内規定の制定・改正等を審議し、川内原子力発電所安全運営委員会は、運転管理、燃料管理、放射性廃棄物管理等に関する社内基準の制定・改正等を審議することで役割分担を明確にしている。

## 2. 技術者の確保

### (1) 技術者数

技術者とは、技術系社員のことを示しており、令和5年8月1日現在、原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門、川内原子力発電所及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門における技術者の人数は686名であり、そのうち川内原子力発電所における技術者の人数は429名である。

このうち、10年以上の経験年数を有する管理職が215名在籍している。

### (2) 有資格者数

原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門、川内原子力発電所及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門における令和5年8月1日現在の有資格者の人数は、次のとおりであり、そのうち川内原子力発電所における有資格者の人数を括弧書きで示す。

発電用原子炉主任技術者	23名（11名）
第1種放射線取扱主任者	74名（26名）



第1種ボイラー・タービン主任技術者	19名（6名）
第1種電気主任技術者	23名（5名）
運転責任者として原子力規制委員会が定める基準に 適合した者	14名（14名）

また、自然災害や重大事故等の対応として資機材の運搬等を行うこととしており、大型自動車等の資格を有する技術者数についても確保している。

特定重大事故等対処施設を運用する上で必要となる特殊な資格はない。

原子力発電本部の原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門、川内原子力発電所及びテクニカルソリューション統括本部の原子力土木建築部門の技術者及び有資格者の人数を第5.1表に示す。現在、確保している技術者数にて本変更に係る設計及び運転等の対応が可能であるが、今後とも設計及び運転等を適切に行い、安全を確保し、円滑かつ確実な業務遂行を図るため、必要な教育及び訓練を行うとともに、採用を通じ、必要な有資格者と技術者を継続的に確保し、配置する。

### 3. 経 験

当社は、昭和32年以来、原子力発電に関する諸調査、諸準備等を進めるとともに、技術者を国内及び国外の原子力関係諸施設へ多数派遣し、技術的能力の蓄積に努めてきた。

また、昭和50年10月に玄海原子力発電所1号炉の営業運転を開始して以来、計6基の原子力発電所を有し、平成27年4月27日及び平

成 31 年 4 月 9 日をもって運転を行わないこととした玄海原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉を除き、今日においては、計 4 基の原子力発電所を有し、順調な運転を行っている。

原子力発電所	(原子炉熱出力)	営業運転の開始
玄海原子力発電所 1 号炉 (約1,650MW)		昭和50年10月15日 (平成 27 年 4 月 27 日運転終了)
2 号炉 (約1,650MW)		昭和56年 3 月 30日 (平成 31 年 4 月 9 日運転終了)
3 号炉 (約3,423MW)		平成 6 年 3 月 18日
4 号炉 (約3,423MW)		平成 9 年 7 月 25日
川内原子力発電所 1 号炉 (約2,660MW)		昭和59年 7 月 4 日
2 号炉 (約2,660MW)		昭和60年11月28日

当社は、これら原子力発電所の建設時及び改造時の設計及び工事を通して豊富な経験を有し、技術力を維持している。

また、営業運転開始以来、計 6 基の原子力発電所において、約 50 年運転を行っており、運転及び保守について十分な経験を有している。

本変更に関して、設計及び工事の経験として、川内原子力発電所において平成 21 年には 2 号炉の使用済燃料貯蔵設備貯蔵能力変更を行い、加えて平成 25 年には 1 号炉及び 2 号炉の重大事故等対処施設等の工事、平成 30 年には 2 号炉の蒸気発生器取替え、令和 2 年には特定重大事故等対処施設設置工事等を順次実施している。

また、耐震安全性向上工事として、1 号炉及び 2 号炉の蓄圧タンク、1 号炉のよう素除去薬品タンク、2 号炉の原子炉補機冷却水冷却器に

ついて工事を実施しており、設備の設計検討及び工事を継続して実施している。

更なる安全性向上の観点からアクシデントマネジメント対策として、代替再循環、代替補機冷却、格納容器内自然対流冷却及び格納容器内注水の設備改造を検討し、対策工事を実施している。

また、経済産業大臣の指示に基づき実施した緊急安全対策により、大容量空冷式発電機、高圧発電機車、仮設ポンプ等の配備に関する設計検討を行い、対策工事を実施している。

運転及び保守に関する社内規定の改正対応や習熟訓練による運転の知識・技能の向上を図るとともに、工事に関する保守経験を継続的に積み上げている。

また、運転の経験として、当社で発生したトラブル対応や国内外のトラブル情報の水平展開要否に係る判断等を通じて、トラブルに関する経験や知識についても継続的に積み上げている。

さらに、重大事故等への対応の検討、対策の実施及び訓練の実施により経験や知識を継続的に積み上げている。

以上のとおり、本変更に係る同等及び類似の設計及び運転等の経験を十分に有している。

#### 4. 品質保証活動

当社における品質保証活動は、原子力の安全を確保するために、設置変更許可申請書本文十一号の「発電用原子炉施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する事項」並びに「原子力施設の保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の基準に関する規則及び同解釈」に基づき、保安規定第3条（品質マネジメントシス

テム計画)を定め、この品質マネジメントシステム計画に定める要求事項を含んだ「原子力発電所品質マニュアル(要則)」(以下「品質マニュアル(要則)」という。)を定め、品質マネジメントシステム(健全な安全文化を育成し、及び維持する活動、関係法令の遵守に係る活動を含む。)を確立し、実施するとともに、その実効性を維持するため、その改善を継続的に行っている。

本変更に係る設計及び運転等の各段階における品質保証活動は、この品質マネジメントシステムに基づき品質保証活動を行う体制を適切に構築し、実施していることを以下に示す。

#### (1) 品質保証活動の体制

当社における品質保証活動は、品質マニュアル(要則)に基づく社内規定及びこれらの文書の中で明確にした記録で構成する文書体系を構築し、実施している。品質保証活動に係る規定文書体系を第5.3図に示す。

品質保証活動に係る体制は、社長を最高責任者とし、実施部門である原子力管理部門、安全・品質保証部門、原子力建設部門、原子力技術部門、原子燃料部門、廃止措置統括部門、原子力土木建築部門、川内原子力発電所、資材調達部門、原子力地域コミュニケーション部門及び監査部門である原子力監査室(以下「各業務を主管する組織」という。)で構築している。

社長は、品質マネジメントシステムを構築し、実施し、その有効性を継続的に改善することの責任と権限を有し、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、品質方針を定め、要員が、健全な安全文化を育成し及び維持することに貢献できるようにするとともに、

原子力の安全を確保することの重要性が組織内に周知され、認識されることを確実にしている。

各業務を主管する組織の長は、品質方針に従い、品質保証活動の計画、実施、監視測定、分析、評価及び改善を行い、その活動結果について、実施部門の品質マネジメントシステム管理責任者である原子力発電本部長及び監査部門の品質マネジメントシステム管理責任者である原子力監査室長がマネジメントレビューに用いる情報として社長へ報告している。

各業務を主管する組織の長は、個別業務の実施に際して、個別業務等要求事項を満足するように定めた社内規定に基づき、責任をもって個別業務を実施し、個別業務等要求事項への適合及び品質保証活動の実効性を実証するために必要な記録を作成し管理している。

原子力監査室長は、実施部門から独立した立場で内部監査を実施し、監査結果を社長へ報告している。

社長は、報告されたマネジメントレビューに用いる情報の内容を基にマネジメントレビューを実施し、品質保証活動の改善に必要な措置を示す。

本店の原子力品質保証委員会では、実施部門に共通する品質マネジメントシステムの運用に関する事項及びマネジメントレビューに用いる情報について審議している。また、川内原子力発電所の品質保証委員会では、発電所が所掌する品質マネジメントシステムの運用に関する事項及び発電所におけるマネジメントレビューに用いる情報について審議している。

これらの審議結果が保安に影響がある場合は、別途、原子力発電安全委員会又は川内原子力発電所安全運営委員会を開催し、その内

容を審議し、その審議結果は、業務へ反映させている。

## (2) 設計及び運転等の品質保証活動

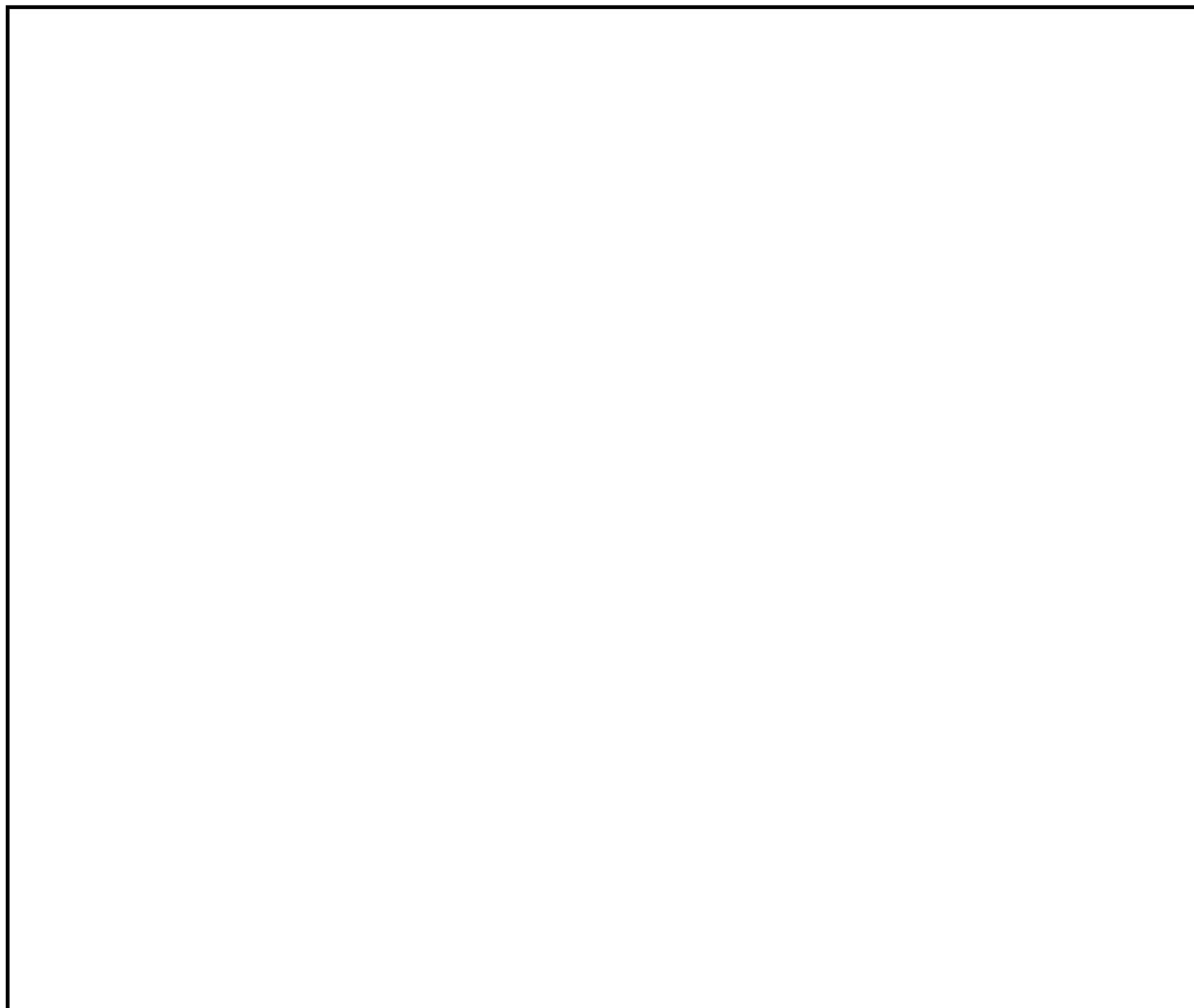
実施部門の各業務を主管する組織の長は、設計及び工事を品質マニュアル（要則）に従い、その重要度に応じて実施している。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者において品質保証活動が適切に遂行されるよう調達物品等要求事項を提示し、製品及び役務の重要度に応じた調達管理を行うとともに、調達物品等が調達物品等要求事項を満足していることを、調達物品等の検証により確認している。なお、許認可申請等に係る解析業務を調達する場合は、解析業務に係る調達物品等要求事項を追加して調達管理を行っている。

実施部門の各業務を主管する組織の長は、運転及び保守を適確に遂行するため、品質マニュアル（要則）に従い、関係法令等の個別業務等要求事項を満足するよう個別業務を計画し、実施し、評価を行い、継続的に改善している。また、製品及び役務を調達する場合は、設計及び工事と同様に管理している。

各業務を主管する組織の長は、設計及び運転等において不適合が発生した場合、不適合を除去し、再発防止のために原因を明確化した上で、原子力の安全に及ぼす影響に応じた是正処置を実施している。また、製品及び役務を調達する場合は、供給者においても不適合管理が適切に遂行されるよう調達物品等要求事項を提示し、不適合が発生した場合には、各業務を主管する組織の長はその実施状況を確認している。

上記のとおり、品質マニュアル（要則）を定めた上で、品質保証活動に必要な文書を定め、調達管理を含めた品質保証活動に関する

計画、実施、監視測定、分析、評価及び改善を実施する仕組み及び役割を明確化した体制を構築している。



## 5. 教育・訓練

技術者は、原則として入社後一定期間、当社社員研修所及び原子力発電所等において、原子力発電所の仕組み、放射線管理等の基礎教育・訓練並びに機器配置及びプラントシステム等の現場教育・訓練を受け、原子力発電に関する基礎知識を習得する。

技術者の教育・訓練は、当社原子力訓練センターのほか、国内の原子力関係機関（国立研究開発法人日本原子力研究開発機構、株式会社

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

原子力発電訓練センター等)において、各職能、目的に応じた実技訓練や机上教育を計画的に実施し、一般及び専門知識・技能の習得及び習熟に努めている。

また、川内原子力発電所においては、原子力安全の達成に必要な技術的能力を維持・向上させるため、保安規定等に基づき、対象者、教育内容及び教育時間等について教育の実施計画を策定し、それに従って教育を実施する。

本変更に係る業務に従事する技術者、事務系社員及び協力会社社員に対しては、各役割に応じた自然災害等発生時、重大事故等発生時、原子炉格納施設、原子炉補助建屋及び燃料取扱建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる重大事故等の対応に必要な技能の維持と知識の向上を図るため、計画的かつ継続的に教育・訓練を実施する。

## 6. 有資格者等の選任・配置

発電用原子炉主任技術者は、原子炉主任技術者免状を有する者のうち、発電用原子炉施設の工事又は施設管理に関する業務、運転に関する業務、設計に係る安全性の解析及び評価に関する業務、燃料体の設計又は管理に関する業務の実務経験を3年以上有する者の中から、職務遂行能力を考慮した上で発電用原子炉毎に選任する。

発電用原子炉主任技術者は、職位を原子炉保安監理担当とし、発電用原子炉施設の運転に関し保安の監督を誠実かつ最優先に行い、保安のための職務が適切に遂行できるよう独立性を確保するために、社長が選任し配置することにより、発電所長からの解任等を考慮する必要がなく、保安上必要な場合は運転に従事する者（発電所長を含む。）



へ必要な指示を行うことができる。

発電用原子炉主任技術者が他の職位と兼務する場合は、その職位を発電用原子炉施設の運転に直接権限を有しておらず、自らの職務と発電用原子炉主任技術者の職務である保安の監督との直接的な関連がない職位とすることで、相反性を確実に排除できる。

発電用原子炉主任技術者不在時においても、発電用原子炉施設の運転に関し保安上必要な指示ができるよう、代行者を発電用原子炉主任技術者の選任要件を満たす課長以上から選任し、職務遂行に万全を期している。

運転責任者は、原子力規制委員会が定める基準に適合した者の中から選任し、発電用原子炉施設の運転を担当する当直の責任者である当直課長の職位としている。

第5.1表 原子力発電本部及びテクニカルソリューション統括本部  
における技術者の人数

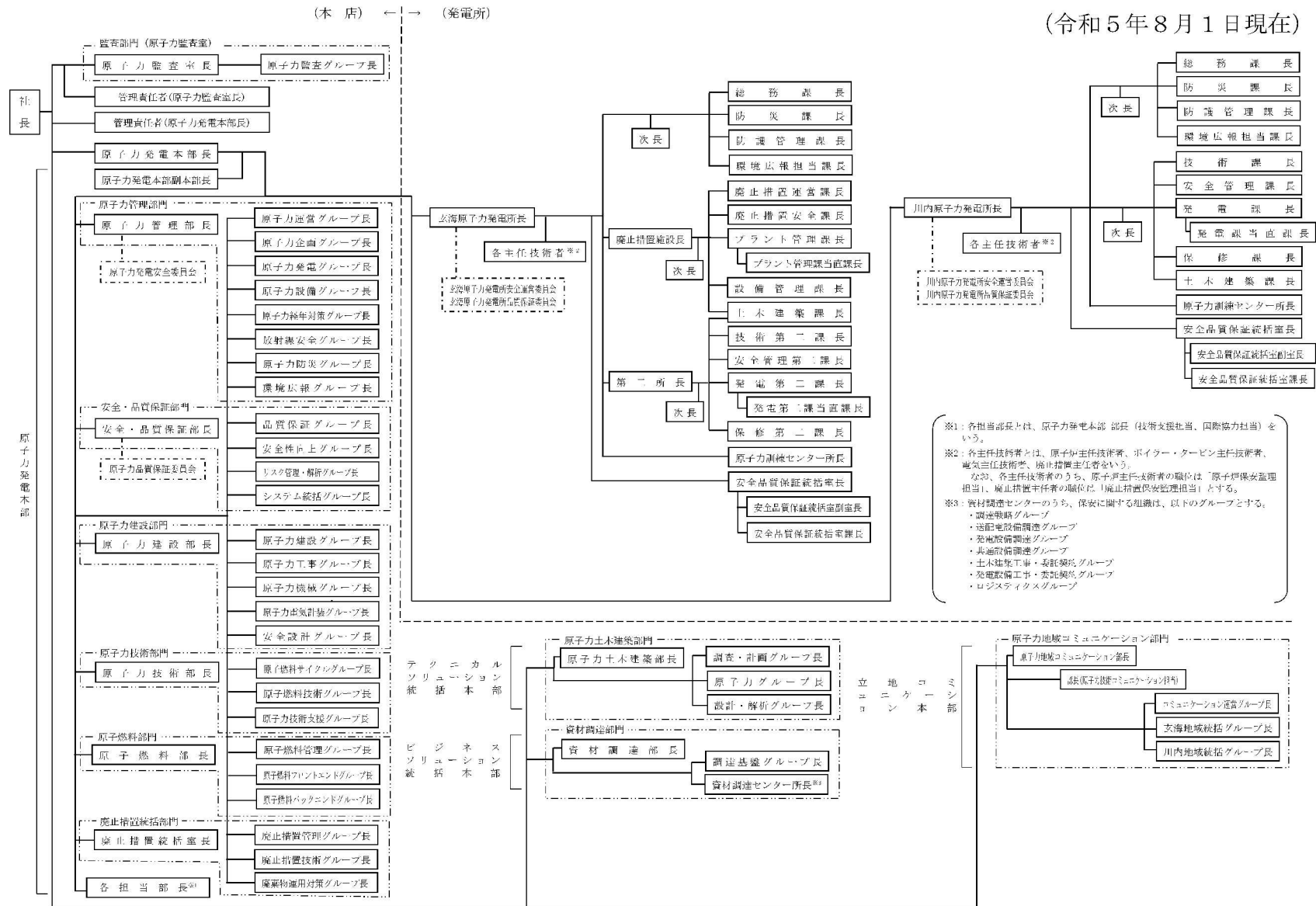
(令和5年8月1日現在)

	技術者の総人数	技術者のうち管理職の人数	技術者のうち有資格者の人数					
			資格者の人数	発電用原子炉主任技術者有	第1種放射線取扱主任者有	主任技術者有資格者の人数	第1種ボイラー・タービン格者の人数	第1種電気主任技術者有資格者の人数
本店	原子力管理部門	87	34 (34)	3	19	6	4	0
	原子力建設部門	39	16 (16)	2	5	3	7	0
	原子力技術部門	25	11 (11)	3	7	1	3	0
	安全・品質保証部門	43	17 (16)	4	13	2	3	0
	廃止措置統括部門	19	11 (11)	0	4	1	1	0
	原子力土木建築部門	44	22 (22)	0	0	0	0	0
川内原子力発電所	429	105 (105)	11	26	6	5	14	

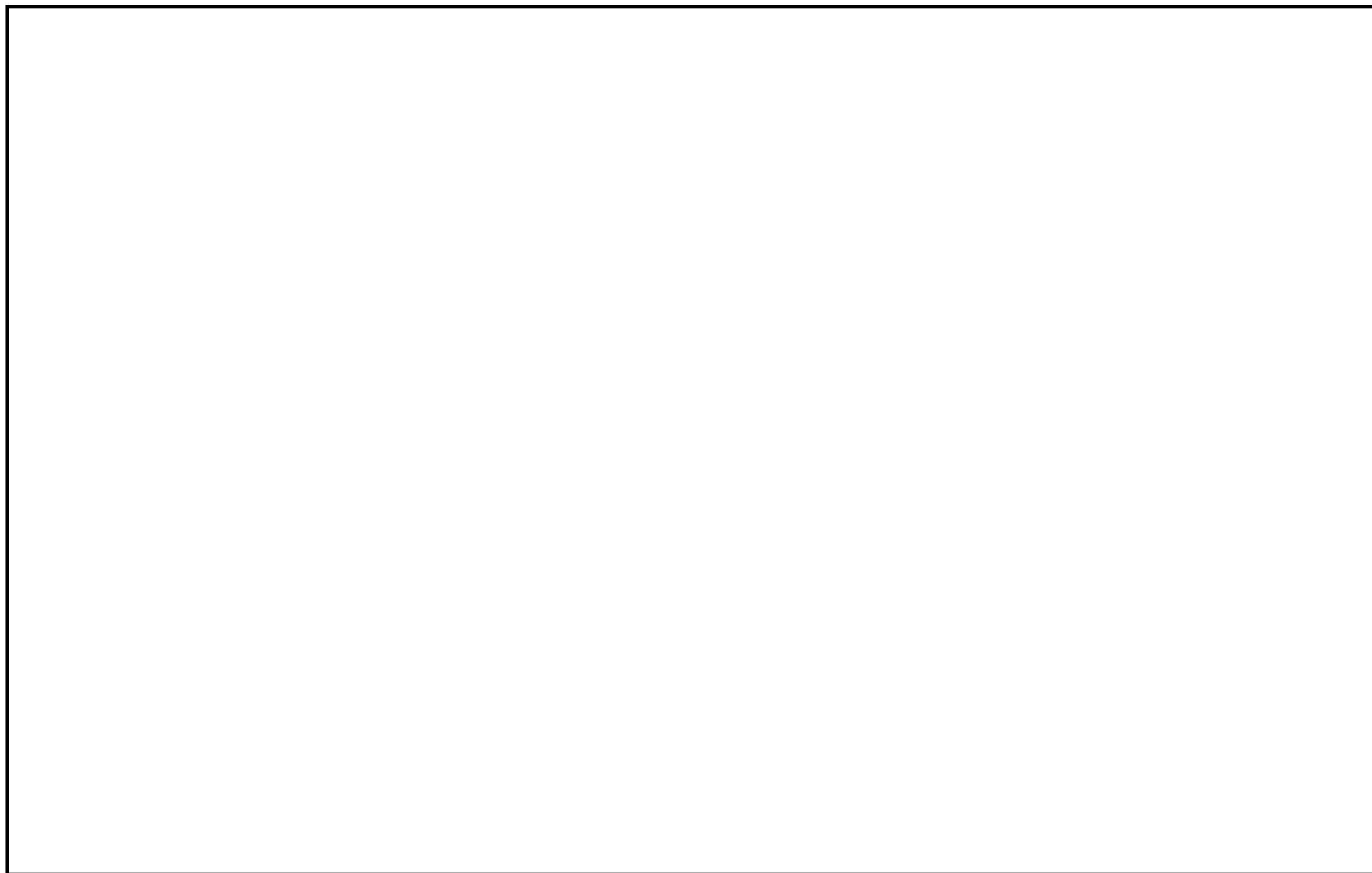
注：( )内は、管理職のうち、技術者としての経験年数が10年以上の人数を示す。

なお、本表における原子力発電本部は、原子力管理部門、原子力建設部門、原子力技術部門、安全・品質保証部門、廃止措置統括部門及び川内原子力発電所であり、テクニカルソリューション統括本部は、原子力土木建築部門を示す。

(令和5年8月1日現在)



第 5.1 図 原子力関係組織



第 5.2 図 原子力防災組織

枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。

(令和5年8月1日現在)



第5.3図 品質保証活動に係る規定文書体系

## 別添 3

### 添 付 書 類 八

#### 変更後における発電用原子炉施設の安全設計に関する説明書

令和 2 年 10 月 21 日付け原規規発第 2010213 号をもって、設置変更許可を受けた川内原子力発電所の発電用原子炉設置変更許可申請書の添付書類八の記述のうち、下記内容を変更又は追加する。

#### 記

##### ( 1 号 炉 )

#### 1. 安全設計

##### 1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

##### 1.12.14 発電用原子炉設置変更許可申請（令和 6 年 1 月 17 日申請） に係る安全設計の方針

##### 1.12.14.1 「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」 に対する適合

#### 4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

##### 4.1 燃料取扱及び貯蔵設備

#### 4.1.1 通常運転時等

##### 4.1.1.1 概要

##### 4.1.1.2 設計方針

##### 4.1.1.4 主要設備

#### 4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

##### 4.2.1 概要

##### 4.2.4 主要設備

### 5. 原子炉冷却系統施設

#### 5.4 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

##### 5.4.2 設計方針

#### 5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

##### 5.5.2 設計方針

#### 5.6 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

##### 5.6.2 設計方針

##### 5.6.2.1 多様性及び独立性、位置的分散

### 10. その他発電用原子炉の附属施設

#### 10.1 非常用電源設備

##### 10.1.3 主要設備

##### 10.1.3.4 直流電源設備

## 表

第 4.1.1 表	燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様 (2) ~ (4)、(6)、(8)
第 4.1.2 表	燃料取扱及び貯蔵設備 (重大事故等時) の設備仕様
第 4.2.1 表	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様
第 5.4.1 表	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 (常設) の設備仕様 (7)
第 5.5.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (常設) の設備仕様 (7)
第 5.6.1 表	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 (常設) の設備仕様 (16)
第 5.10.1 表	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (常設) の設備仕様 (2)
第 5.11.4 表	給水設備の設備仕様 (8) a .
第 6.8.1 表	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (常設) の設備仕様 (7)



図

- 第 5.4.3 図 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系統概要図 (3)
- 第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図 (3)
- 第 5.6.10 図 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系統概要図 (10)
- 第 5.10.1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図 (1)

(2号炉)

1. 安全設計

1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.12.14 発電用原子炉設置変更許可申請（令和6年1月17日申請）  
に係る安全設計の方針

1.12.14.1 「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（平成25年6月19日制定）」  
に対する適合

4. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

4.1 燃料取扱及び貯蔵設備

4.1.1 通常運転時等

4.1.1.1 概要

4.1.1.2 設計方針

4.1.1.4 主要設備

4.2 使用済燃料ピット水浄化冷却設備

4.2.1 概要

4.2.4 主要設備

5. 原子炉冷却系統施設

5.4 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

5.4.2 設計方針

5.5 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備

5.5.2 設計方針

5.6 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

5.6.2 設計方針

5.6.2.1 多様性及び独立性、位置的分散

10. その他発電用原子炉の附属施設

10.1 非常用電源設備

10.1.3 主要設備

10.1.3.4 直流電源設備

## 表

第 4.1.1 表	燃料取扱及び貯蔵設備の設備仕様 (2) ~ (4)、(6)、(8)
第 4.1.2 表	燃料取扱及び貯蔵設備 (重大事故等時) の設備仕様
第 4.2.1 表	使用済燃料ピット水浄化冷却設備の設備仕様
第 5.4.1 表	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 (常設) の設備仕様 (7)
第 5.5.1 表	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備 (常設) の設備仕様 (7)
第 5.6.1 表	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 (常設) の設備仕様 (16)
第 5.10.1 表	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備 (常設) の設備仕様 (2)
第 5.11.4 表	給水設備の設備仕様 (8) a .
第 6.8.1 表	緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための設備 (常設) の設備仕様 (7)

図

- 第 5.4.3 図 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系統概要図（3）
- 第 5.5.3 図 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備系統概要図（3）
- 第 5.6.10 図 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系統概要図（10）
- 第 5.10.1 図 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備系統概要図（1）

(1号炉)

1. 安全設計

1.12 原子炉設置変更許可申請に係る安全設計の方針

1.12.14 発電用原子炉設置変更許可申請（令和6年1月17日申請）に係る安全設計の方針

1.12.14.1 「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合