

大飯発電所3，4号機

新規制基準適合性確認結果について（報告）

平成25年4月

関西電力株式会社

# 目次

1. はじめに.....	1
2. 大飯発電所の概要.....	2
3. 各基準に関する適合性確認結果.....	5
3. 1 設計基準に関する適合性確認結果.....	6
3. 1. 1 準拠規格および基準.....	6
3. 1. 2 原子炉施設の共通の技術要件.....	7
3. 1. 2. 1 自然現象に対する設計上の考慮.....	7
3. 1. 2. 1. 1 地震・津波（地震随伴事象を含む）.....	7
3. 1. 2. 1. 2 地震以外の自然現象.....	41
3. 1. 2. 2 外部人為事象に対する設計上の考慮.....	45
3. 1. 2. 3 内部発生飛来物に対する設計上の考慮.....	48
3. 1. 2. 4 内部溢水に対する設計上の考慮.....	49
3. 1. 2. 5 火災に対する設計上の考慮.....	51
3. 1. 2. 6 環境条件に対する設計上の考慮.....	53
3. 1. 2. 7 共用に関する設計上の考慮.....	54
3. 1. 2. 8 運転員操作に対する設計上の考慮.....	56
3. 1. 2. 9 信頼性に関する設計上の考慮.....	57
3. 1. 2. 10 試験等可能性に関する設計上の考慮.....	59
3. 1. 2. 11 通信連絡設備等に関する設計上の考慮.....	61
3. 1. 2. 12 避難通路等に関する設計上の考慮.....	63
3. 1. 3 原子炉施設における個別の系統.....	64
3. 1. 3. 1 炉心等.....	64
3. 1. 3. 2 反応度制御系および原子炉停止系.....	66
3. 1. 3. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリ.....	69
3. 1. 3. 4 原子炉冷却系.....	72
3. 1. 3. 4. 1 原子炉冷却材補給系.....	72
3. 1. 3. 4. 2 残留熱を除去する系統.....	73
3. 1. 3. 4. 3 非常用炉心冷却系.....	74
3. 1. 3. 4. 4 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統.....	75
3. 1. 3. 4. 5 蒸気タービン設備.....	77
3. 1. 3. 5 原子炉格納施設.....	78

3. 1. 3. 5. 1	原子炉格納施設 .....	78
3. 1. 3. 5. 2	原子炉格納容器熱除去系、格納施設雰囲気 制御する系統.....	81
3. 1. 3. 6	計測制御系 .....	83
3. 1. 3. 6. 1	計測制御系 .....	83
3. 1. 3. 6. 2	安全保護系 .....	85
3. 1. 3. 6. 3	制御室等（居住性を除く） .....	88
3. 1. 3. 6. 4	制御室等（居住性に限る） .....	90
3. 1. 3. 6. 5	緊急時対策所.....	92
3. 1. 3. 7	電気系統.....	93
3. 1. 3. 7. 1	原子炉施設としての電気系統の安全設計に係る 基本的要求事項 .....	93
3. 1. 3. 7. 2	原子力発電工作物に係る基本的要求事項.....	99
3. 1. 3. 8	全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮 .....	100
3. 1. 3. 9	放射性廃棄物処理施設.....	101
3. 1. 3. 10	燃料取扱系 .....	103
3. 1. 3. 11	放射線管理.....	106
3. 1. 3. 11. 1	（通常時における）周辺の放射線防護施設.....	106
3. 1. 3. 11. 2	防護・管理施設.....	107
3. 1. 3. 11. 3	監視設備 .....	108
3. 1. 3. 12	その他（補助ボイラ） .....	110
3. 1. 4	安全評価 .....	111
3. 2	重大事故対策基準に関する適合性確認結果 .....	112
3. 2. 1	重大事故対策における要求事項.....	112
3. 2. 1. 1	共通事項 .....	112
3. 2. 1. 1. 1	重大事故対処設備に対する要求事項 .....	112
3. 2. 1. 1. 2	復旧作業に対する要求事項 .....	117
3. 2. 1. 1. 3	その他の要求事項.....	119
3. 2. 1. 2	手順書の整備、訓練の実施、体制の整備 .....	121
3. 2. 1. 3	原子炉停止対策 .....	127
3. 2. 1. 4	原子炉冷却材高圧時の冷却対策 .....	129
3. 2. 1. 5	原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策 .....	132
3. 2. 1. 6	原子炉冷却材低圧時の冷却対策 .....	135
3. 2. 1. 7	事故時の重大事故防止対策における 最終ヒートシンク確保対策 .....	137

3. 2. 1. 8	格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策	139
3. 2. 1. 9	格納容器の過圧破損防止対策	141
3. 2. 1. 10	格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却対策	144
3. 2. 1. 11	格納容器内の水素爆発防止対策	146
3. 2. 1. 12	原子炉建屋等の水素爆発防止対策	148
3. 2. 1. 13	使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、 未臨界確保対策	150
3. 2. 1. 14	補給水・水源の確保対策	153
3. 2. 1. 15	電源確保対策	157
3. 2. 1. 16	制御室	161
3. 2. 1. 17	緊急時対策所	163
3. 2. 1. 18	計装設備	166
3. 2. 1. 19	モニタリング設備	171
3. 2. 1. 20	通信連絡設備	174
3. 2. 1. 21	敷地外への放射性物質の拡散抑制対策	175
3. 2. 2	設計基準を超える外部事象への対応	177
3. 2. 2. 1	可搬設備等による対応	177
3. 2. 2. 2	特定安全施設	180
3. 2. 3	重大事故対策の有効性評価	184
3. 2. 3. 1	炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策の 有効性評価	184
3. 2. 3. 2	使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の 有効性評価	190
3. 2. 3. 3	停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の 有効性評価	192
4.	まとめ	194

## 1. はじめに

平成 25 年 3 月 19 日に開催された第 33 回原子力規制委員会において、発電用原子炉の新規制施行に向けた基本的な方針について議論され、平成 25 年 7 月の新規制導入時点における稼動中プラントについては、新規制が導入される前に新規制基準をどの程度満たしているかを把握するための確認作業を行うとの方向性が示された。これを受けて、平成 25 年 3 月 25 日、当社は原子力規制庁より、現在運転中であり平成 25 年 9 月まで運転を継続する予定の大飯発電所 3, 4 号機に関して、新規制基準を踏まえた実態を報告するよう要請された。

本報告書は、上記の要請に基づき、大飯発電所 3, 4 号機の新規制基準への適合性について確認し、その結果を取りまとめたものである。

## 2. 大飯発電所の概要

大飯発電所は4基の原子炉から構成される原子力発電所であり、合計の電気出力(定格)は471.0万kWである。営業運転については、1号機は昭和54年3月、2号機は昭和54年12月、3号機は平成3年12月、4号機は平成5年2月に開始している。

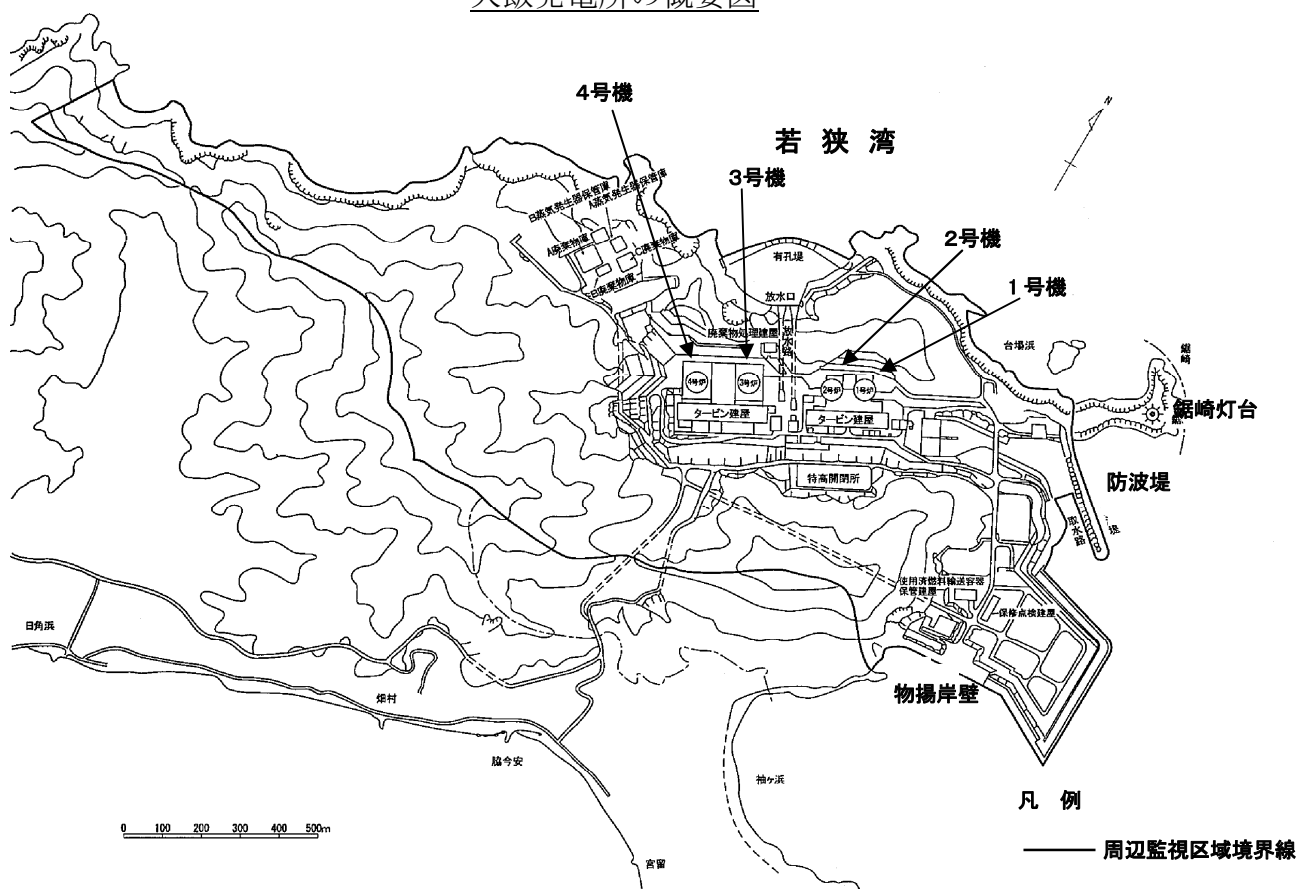
原子炉型式はいずれも加圧水型原子炉で、1、2、3、4号機とも蒸気発生器を4つつつ持つ4ループを採用している。燃料には低濃縮ウランを使用し、1次冷却材には軽水を使用している。

### (1) 発電所の配置

大飯発電所は、大島半島の最先端部にある、おおい町大島に立地しており、1号機～4号機を含めた敷地面積は約188万㎡である。

敷地の形状は、下記の概要図のとおりであり、北、西、南側を標高100m～200m程度の山に囲まれ、主要な発電所施設は敷地中央部に集約して配置している。

大飯発電所の概要図



(2) 大飯発電所 3, 4 号機の主要な設備概要

大飯発電所 3, 4 号機は昭和 62 年 2 月に原子炉設置変更許可を取得し、3 号機は平成 3 年 5 月に初臨界に達し、4 号機は平成 4 年 5 月に初臨界に達した。

大飯発電所 3, 4 号機の主要な設備としては、原子炉容器、蒸気発生器等からなる 1 次冷却設備があり、炉心で加熱された 1 次冷却材を循環し、蒸気発生器で 2 次冷却材と熱交換させ、タービンを駆動する高温、高圧の蒸気を発生させる。その他、蓄圧注入系、高圧注入系および低圧注入系からなる非常用炉心冷却設備、化学体積制御設備、原子炉補機冷却水設備、原子炉補機冷却海水設備等がある。なお、大飯発電所 3, 4 号機は、プレストレストコンクリート造の原子炉格納容器を採用している。

大飯発電所 3, 4 号機の 1 基当たりの主要仕様は以下のとおりである。

原子炉熱出力		約 342.3 万 kW
定格電気出力		118.0 万 kW
炉心	燃料集合体	193 体
	炉心全ウラン量	約 91 トン
	制御棒クラスタ	53 体
原子炉容器	高さ	約 13m
	内径	約 4.4m
原子炉格納容器	高さ	約 65m
	内径	約 43m
非常用炉心冷却設備	蓄圧注入系	蓄圧タンク (4 基)
	高圧注入系	高圧注入ポンプ (2 台) 燃料取替用水ピット (1 基)
	低圧注入系	余熱除去ポンプ (2 台)
化学体積制御設備		ほう酸タンク (2 基) ほう酸ポンプ (2 台) 充てんポンプ (3 台)
原子炉補機冷却水設備		原子炉補機冷却水ポンプ (4 台)
		原子炉補機冷却水冷却器 (2 基)
原子炉補機冷却海水設備		海水ポンプ (3 台)
非常用ディーゼル発電機		2 台
補助給水ポンプ		電動 (2 台)、タービン動 (1 台)
使用済燃料貯蔵設備の貯蔵能力		2,129 体 (全炉心燃料の約 1,100%相当分)

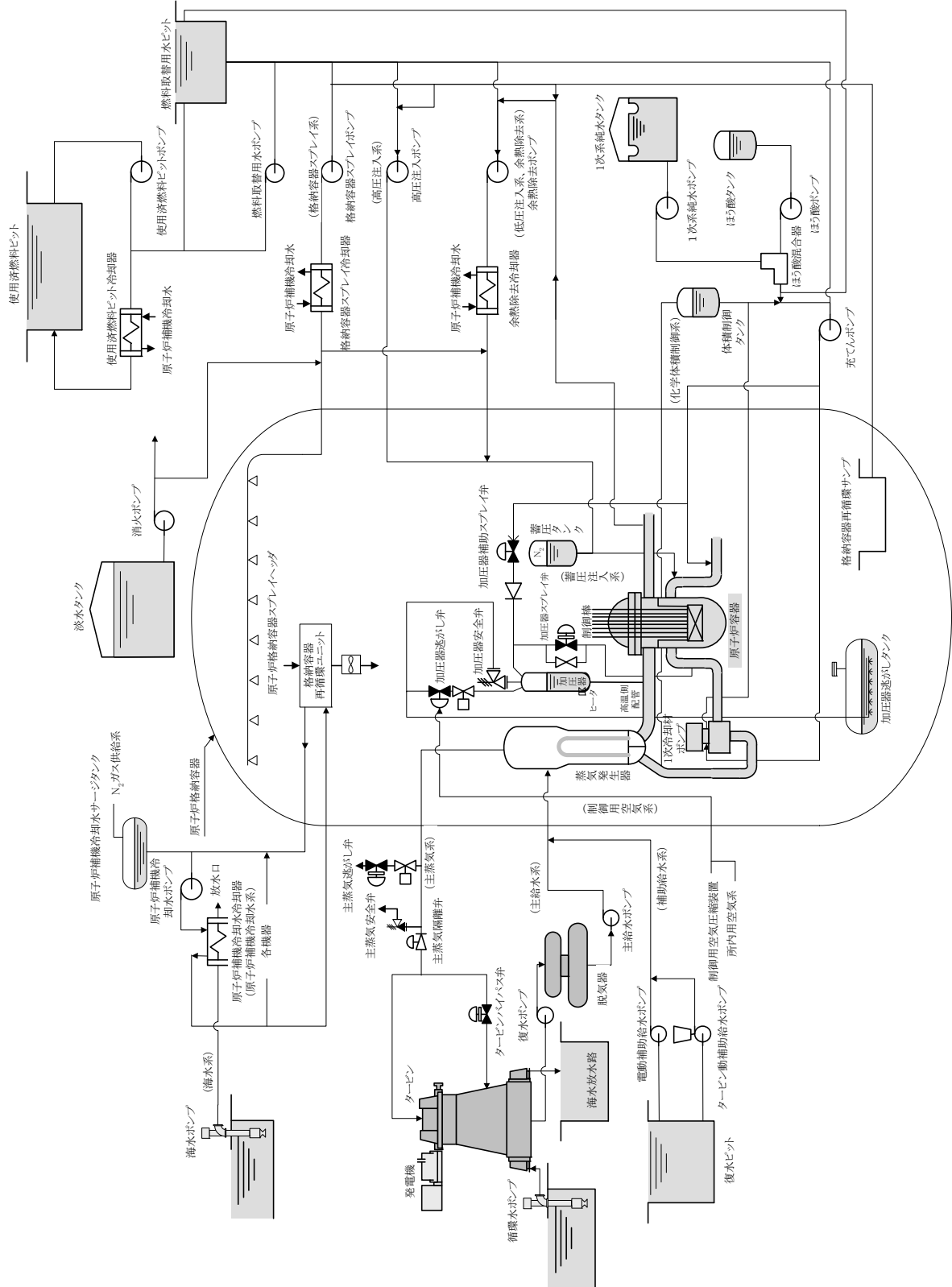


図 2-1 大飯発電所 3, 4 号機の主要な系統図



### 3. 各基準に関する適合性確認結果

今回の規制基準の見直しにおいて、設計基準については自然事象に関する具体的評価の追加や火災防護対策の充実等の強化がなされるとともに、新たにシビアアクシデントに関する規制基準として重大事故対策が規定された。これらの新規制基準への大飯発電所 3, 4 号機の平成 25 年 6 月末時点における適合状況について確認を行った。

適合状況の確認においては、新たに具体的な評価が要求された自然現象のハザードを具体的に設定して機器や構築物等の健全性を評価し、必要な対策を講じることによりその健全性が確保されていることを確認した。

また、重大事故対策については、新たに配備する設備や定めた手順が規制要求を満足していることを確認するとともに、その設備や手順を踏まえた対策が重大事故に対応できることを、炉心損傷に至る可能性のある事故シーケンスや格納容器破損モードごとに解析を行い、その有効性を確認することにより確認した。更に定めた手順に従い繰り返し訓練を実施することで、重大事故時に的確に対応できる体制が整備されていることを確認した。

### 3. 1 設計基準に関する適合性確認結果

#### 3. 1. 1 準拠規格および基準

##### 1. 総則

##### (2) 準拠規格及び基準

##### 【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、設計、材料の選定、製作及び検査について、それらが果たすべき安全機能の重要度を考慮して適切と認められる規格及び基準によるものであること。

##### 【要求事項の詳細】

A 安全機能を有する構築物、系統及び機器の設計、材料の選定、製作及び検査に当たっては、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必要がある。

B 「規格及び基準によるものである」とは、対象となる構築物、系統及び機器について設計、材料の選定、製作及び検査に関して準拠する規格及び基準を明らかにしておくことを意味する。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」での要求内容からの変更はない。

(\*) 項目ごとに、上段の  に新規制基準の内容を記載し、その下段の【適合性確認結果】に大飯発電所3,4号機の適合性について確認した結果を記載する。

(以下、3. 項の全項目において同じ)

3. 1. 2 原子炉施設の共通の技術要件

3. 1. 2. 1 自然現象に対する設計上の考慮

3. 1. 2. 1. 1 地震・津波（地震随件事象を含む）

2. 原子炉施設の共通の技術要件

(1) 自然現象に対する設計上の考慮

【基本的要求事項】

（地震・津波（地震随件事象を含む））

- 1 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度及び地震によって機能の喪失を起こした場合の安全上の影響を考慮して、耐震設計上の区分がなされるとともに、適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計であること。

（※ 上記は、現行の安全設計審査指針を基にした記載であるが、基準地震動・基準津波（地震随件事象を含む）については、並行して別の検討チームで検討されているため、そこでの結果に置き換わる。）

【要求事項の詳細】

- A 「適切と考えられる設計用地震力に十分耐えられる設計」については、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（平成 18 年 9 月 19 日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。

<新規制基準（地震・津波）>

1. 地震及び津波に対する設計の基本方針

【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設（以下単に「施設」という。）は、全体として高い安全性を有する必要があるため、次に示す基本的な設計方針を満足すること。
  - 一 重要な安全機能を有する施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことを確認した地盤に設置すること。
  - 二 重要な安全機能を有する施設は、施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがある地震動（以下「基準地震動」という。）による地震力に対して、その安全機能を損なわない設計であること。さらに施設は、地震により発生する可能性のある安全機能の喪失及びそれに続く環境への放射線による影響の観点から考えられる重要度に応じて、適切と考えられる地震力に十分耐える設計であること。
  - 三 施設は、前号の規定における地震力に対して十分な支持性能をも

つ地盤に設置すること。

四 重要な安全機能を有する施設は、施設の供用期間中に極めてまれではあるが発生する可能性があり、施設に大きな影響を与えるおそれがある津波（以下「基準津波」という。）に対して、その安全機能を損なわない設計であること。

2 基準地震動及び基準津波の策定等に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件及び精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保すること。

#### 【要求事項の詳細】

- (1) 「将来活動する可能性のある断層等」とは、震源として考慮する活断層のほか、地震活動に伴って永久変位が生じる断層に加え、支持基盤を切る地すべり面が含まれる。
- (2) 「将来活動する可能性のある断層等」としては、後期更新世以降（約12～13万年前以降）の活動が否定できないものとする。その認定に当たって、後期更新世の複数の地形面又は連続的な地層が欠如する等、後期更新世以降の活動性が明確に判断できない場合には、中期更新世以降（約40万年前以降）まで遡って地形、地質・地質構造及び応力場等を総合的に検討した上で活動性を評価すること。なお、活動性の評価に当たって、設置面での確認が困難な場合には、当該断層の延長部で確認される断層等の性状等により、安全側に判断する必要がある。
- (3) 第1項第一号については、重要な安全機能を有する施設が、将来活動する可能性のある断層等の露頭がある地盤面に設置された場合、その将来の断層等の活動によって安全機能に重大な影響を与えるおそれがあるために規定したものである。

#### (参考)

基準地震動、基準津波の策定に係る「残余のリスク」の存在について地震学的見地からは、基準地震動を上回る強さの地震動が生起する可能性は否定できない。また、同様に、基準津波を超える津波が施設に襲来する可能性は否定できない。これらのことは、基準地震動又は基準津波の策定において、「残余のリスク」（策定された基準地震動または基準津波を上回る影響が施設に及ぶことにより、施設に重大な損傷事象が発生すること、施設から大量の放射性物質が放散される事

象が発生すること、あるいはそれらの結果として周辺公衆に対して放射線被ばくによる災害を及ぼすこと（リスク）が存在することを意味する。したがって、施設の設計に当たっては、策定された基準地震動又は基準津波を上回る事象が生起する可能性に対して適切な考慮を払い、基本設計の段階のみならず、それ以降の段階も含めて、この「残余のリスク」の存在を十分認識しつつ、それを合理的に実行可能な限り小さくするための努力が払われるべきである。

## 2. 施設の重要度分類

### 【基本的要求事項】

- 1 施設は全体として高い安全性を有する必要があるため、地震により発生する可能性のある安全機能の喪失及びそれに続く環境への放射線による影響を防止する観点から、重要な安全機能を有する施設は全てSクラスとすること。また、Sクラスと比べ影響が小さいものはBクラス、これら以外の一般産業施設、公共施設と同等の安全性が要求される施設はCクラスとすること。
- 2 第1項に規定するSクラス施設に対して津波による影響が発生することを防止する施設・設備（以下「津波防護施設・設備」という。）及び敷地における津波監視機能を有する設備（以下「津波監視設備」という。）については、地震により発生する可能性のある当該機能の喪失による安全機能への影響の観点から、Sクラスとすること。

### 【要求事項の詳細】

各クラスの機能上の分類及びクラス別施設の考え方は、次に示すとおりである。

（1）第1項によるものは次に示すとおりとすること。

#### ①Sクラス

重要な安全機能を有する施設は全てSクラスとする。重要な安全機能を有する施設とは、地震により発生する可能性のある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、環境への放射線による影響を軽減するために必要な機能を持つ施設、及びこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設であって、その

影響の大きいものを言い、少なくとも次の施設はSクラスとすること。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
- ・使用済燃料を貯蔵するための施設
- ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、及び原子炉の停止状態を維持するための施設
- ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- ・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あり、前項以外の施設

## ②Bクラス

安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスと比べ小さい施設はBクラスとすること。例えば、次の施設が挙げられる。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているか又は内蔵しうる施設
- ・放射性廃棄物を内蔵している施設。ただし、内蔵量が少ないか又は貯蔵方式により、その破損による公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。
- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆及び従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

(2) 第2項によるものは次に示すとおりとすること。これらの施設の機能が地震により損なわれた場合、その状態が継続している間に津波が襲来し重要な安全機能に影響を与える可能性があることから、これらの施設の耐震設計上の重要度をSクラスとするものである。

①津波防護機能を有する施設：津波防護施設、浸水防止機能を有する設備：津波防護設備

②敷地における津波監視機能を有する設備：津波監視設備（津波警報等の公的機関情報の活用を前提とするが、これらが活用できない場合であっても敷地への津波の繰り返しの襲来を察知し、上記①の施

設等の機能を確実に確保するために必要となるもの。)

### 3. 基準地震動の策定

#### 【基本的要求事項】

施設の耐震設計に用いる基準地震動は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、敷地及び敷地周辺の地質・地質構造、地盤構造並びに地震活動性等の地震学及び地震工学的見地から想定することが適切なものとし、次の方針により策定すること。

- 一 基準地震動は、次項の「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び第三号の「震源を特定せず策定する地震動」について、解放基盤表面における水平方向及び鉛直方向の地震動としてそれぞれ策定すること。
- 二 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（以下「検討用地震」という。）を複数選定し、選定した検討用地震ごとに、不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価及び断層モデルを用いた手法による地震動評価を、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定すること。
- 三 「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること。

#### 【要求事項の詳細】

##### (1) 基準地震動の性格について

基準地震動は、施設の耐震安全性を確保するための耐震設計の前提となる地震動であり、その策定に当たっては、個別の申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性を十分確認すること。

##### (2) 基準地震動の策定に関して使用する用語の意味解釈は次による。

- ① 「解放基盤表面」とは、基準地震動を策定するために、基盤面上の表層や構造物が無いものとして仮想的に設定する自由表面であって、著しい高低差がなく、ほぼ水平で相当な広がりを持って想定される基盤の表面をいう。ここでいう「基盤」とは、おおむねせん断

波速度  $V_s = 700 \text{ m/s}$  以上の硬質地盤であって、著しい風化を受けていないものとする。

②「内陸地殻内地震」とは、陸のプレートの上部地殻地震発生層に生じる地震をいい、海岸のやや沖合で起こるものを含む。

③「プレート間地震」とは、相接する二つのプレートの境界面で発生する地震をいう。

④「海洋プレート内地震」とは、沈み込む（沈み込んだ）海洋プレート内部で発生する地震をいい、海溝軸付近ないしそのやや沖合で発生する「沈み込む海洋プレート内の地震」と、海溝軸付近から陸側で発生する「沈み込んだ海洋プレート内の地震（スラブ内地震）」の2種類に分けられる。

(3)「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」については、次に示す方針により策定すること。

①内陸地殻内地震、プレート間地震及び海洋プレート内地震について、活断層の性質や地震発生状況を精査し、中・小・微小地震の分布、応力場、地震発生様式（プレートの形状・運動・相互作用を含む。）に関する既往の研究成果等を総合的に検討し、検討用地震を複数選定すること。

②内陸地殻内地震に関しては、次に示す事項を考慮すること。

i) 震源として考慮する活断層の評価に当たっては、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせ合わせた調査を実施した上で、その結果を総合的に評価し活断層の位置・形状・活動性等を明らかにすること。

ii) 震源モデルの形状及び震源特性パラメータ等の評価に当たっては、孤立した短い活断層の扱いに留意するとともに、複数の活断層の連動を考慮すること。

③プレート間地震及び海洋プレート内地震に関しては、国内のみならず世界で起きた大規模な地震を踏まえ、地震の発生機構やテクトニクスの背景の類似性を考慮した上で震源領域の設定を行うこと。

④上記①で選定した検討用地震ごとに、次に示す i) の応答スペクトルに基づく地震動評価及び ii) の断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施して策定すること。なお、地震動評価に当たっては、敷地における地震観測記録を踏まえて、地震発生様式、地震波の伝播経路等に応じた諸特性（その地域における特性を含む。）を十分



に考慮すること。

i) 応答スペクトルに基づく地震動評価検討用地震ごとに、適切な手法を用いて応答スペクトルを評価のうえ、それらを基に設計用応答スペクトルを設定し、これに対して、地震の規模及び震源距離等に基づき地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的变化等の地震動特性を適切に考慮して地震動評価を行うこと。

ii) 断層モデルを用いた手法に基づく地震動評価検討用地震ごとに、適切な手法を用いて震源特性パラメータを設定し、地震動評価を行うこと。

⑤上記④の基準地震動の策定過程に伴う各種の不確かさ（震源断層の長さ、地震発生層の上端深さ・下端深さ、断層傾斜角、アスペリティの位置・大きさ、応力降下量、破壊開始点等の不確かさ、並びにそれらに係る考え方、解釈の違いによる不確かさ）については、敷地における地震動評価に大きな影響を与えると考えられる支配的なパラメータについて分析した上で、必要に応じて不確かさを組み合わせるなど適切な手法を用いて考慮すること。

⑥内陸地殻内地震について選定した検討用地震のうち、震源が敷地に極めて近い場合は、地表に変位を伴う断層全体を考慮した上で、震源モデルの形状及び位置の妥当性、敷地及びそこに設置する施設との位置関係、並びに震源特性パラメータの設定の妥当性について詳細に検討するとともに、これらの検討結果を踏まえた評価手法の適用性に留意の上、上記⑤の各種の不確かさが地震動評価に与える影響をより詳細に評価し、震源の極近傍での地震動の特徴に係る最新の科学的・技術的知見を踏まえた上で、さらに十分な余裕を考慮して基準地震動を策定すること。

⑦検討用地震の選定や基準地震動の策定に当たって行う調査や評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえること。また、既往の資料等について、それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い、参照すること。なお、既往の資料と異なる見解を採用した場合及び既往の評価と異なる結果を得た場合には、その根拠を明示すること。

⑧施設の構造に免震構造を採用する等、やや長周期の地震応答が卓越する施設等がある場合は、その周波数特性に着目して地震動評価を実施し、必要に応じて他の施設とは別に基準地震動を策定すること。

(4) 「震源を特定せず策定する地震動」については、次に示す方針により策定すること。

- ①「震源を特定せず策定する地震動」の策定については、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を必要に応じて応答スペクトルの設定に反映するとともに、設定された応答スペクトルに対して、地震動の継続時間、振幅包絡線の経時的变化等の地震動特性を適切に考慮すること。
- ②「震源を特定せず策定する地震動」として策定された基準地震動の妥当性については、申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること。その際には、地表に明瞭な痕跡を示さない震源断層に起因する震源近傍の地震動について、確率論的な評価等、各種の不確かさを考慮した評価を参考とすること。
- (5) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」の地震動評価においては、適用する評価手法に必要となる特性データに留意の上、地震波の伝播特性に係る次に示す事項を考慮すること。
- ①敷地及び敷地周辺の地下構造（深部・浅部地盤構造）が地震波の伝播特性に与える影響を検討するため、敷地及び敷地周辺における地層の傾斜、断層、褶曲構造等の地質構造を評価するとともに、地震基盤の位置や形状、岩相・岩質の不均一性、地震波速度構造等の地下構造及び地盤の減衰特性を評価すること。なお、評価の過程において、地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること。
- ②①の評価の実施に当たって必要な敷地及び敷地周辺の調査については、地域特性、既往文献の調査、既存データの収集・分析、地震観測記録の分析、地質調査、ボーリング調査、二次元又は三次元の物理探査等を適切な手順と組合せて実施すること。
- (6) 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」及び「震源を特定せず策定する地震動」については、それぞれが対応する超過確率を参照し、それぞれ策定された地震動の応答スペクトルがどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

(参考)

要求事項の詳細(6)の「参照」の意味については、「1. 地震及び津波に対する基本方針」の(参考)にあるとおり、策定された地震動を上回る事象が生起する可能性について認識するためのものであり、施設的设计に当たって「残余のリスク」に対して適切に配慮し、基本設計以降の

段階も含めてその低減努力を継続して実施していくことである。

#### 4. 耐震設計方針

##### 【基本的要求事項】

施設は、耐震設計上のクラス別に、次に示す耐震設計に関する基本的な方針を満足すること。

- 一 2. 施設の重要度分類 第1項に規定されるSクラスの各施設は、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こと。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ておおむね弾性状態に留まる範囲で耐えること。
  2. 施設の重要度分類 第2項に規定されるSクラスの各施設及び設備並びに津波防護設備が設置された建物・構築物は、基準地震動による地震力に対して、それぞれの施設に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能、津波監視機能）が保持できること。
- 二 Bクラスの各施設は、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こと。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こと。
- 三 Cクラスの各施設は、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こと。
- 四 上記各号において、上位の分類に属するものは、下位の分類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。

##### 【要求事項の詳細】

(1) 耐震設計方針についての規定内容の意味解釈は、次に示すとおりである。

##### ①弾性設計用地震動の設定

Sクラスの各施設は弾性設計用地震動による「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」ことを求めているが、この弾性設計用地震動は工学的判断に基づいて設定すること。弾性状態は、地震動が施設に及ぼす影響及び施設の状態を明確に評価することが可能な状態であり、施設が全体的に弾性設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ことを把握することによって、基準地震動による地震力に対する施設の安全機能保持の把握を確実なものとする。

この弾性設計用地震動の具体的な設定値及び設定根拠について、申

請ごとに、十分に明らかにすること。また、弾性設計用地震動と基準地震動の応答スペクトルの比率（弾性設計用地震動／基準地震動）の値は、弾性設計用地震動に求められる性格上、ある程度以上の大きさであるべきであり、めやすとして、0.5を下回らないような値で求められていること。

- ② Bクラスの施設について、「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こと」としたが、この検討に用いる地震動に関しては、弾性設計用地震動に2分の1を乗じたものとする。
- ③ 第四号において「上位の分類に属するものは、下位の分類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」としたが、少なくとも次に示す事項について、上位の分類に属するものの安全機能への影響が無いことを確認すること。影響評価に関しては、敷地全体を俯瞰した調査・検討の内容等を含めて、事象選定及び影響評価の結果の妥当性を示すこと。また、影響評価に当たっては、上位の分類に属するものの設計に用いる地震動又は地震力を適用すること。
  - i) 設置地盤、地震応答性状の相違等に起因する相対変位、不等沈下による影響
  - ii) 上位クラスと下位クラスの接続部における相互影響
  - iii) 建屋内における下位クラスの損傷、転倒、落下等による上位クラスへの影響
  - iv) 建屋外における下位クラスの損傷、転倒、落下等による上位クラスへの影響

## (2) 地震力の算定法

施設の耐震設計に用いる地震力の算定方法は、次に示すとおりである。

### ① 地震応答解析による地震力

地震応答解析による地震力の算定は次に示す方法によること。

#### i) 基準地震動による地震力

基準地震動による地震力は、基準地震動を用いて、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建物・構築物と地盤との相互作用、埋め込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。

#### ii) 弾性設計用地震動による地震力

弾性設計用地震動は、基準地震動に基づき、工学的判断により設定する。また、弾性設計用地震動による地震力は、水平2方向及び鉛直方向について適切に組み合わせたものとして算定すること。なお、建

物・構築物と地盤との相互作用、埋め込み効果及び周辺地盤の非線形性について、必要に応じて考慮すること。

### iii) 地震応答解析

基準地震動及び弾性設計用地震動による地震力を算定するに当たっては、地震応答解析手法の適用性、適用限界等を考慮のうえ、適切な解析法を選定するとともに、十分な調査に基づく適切な解析条件を設定すること。

地震力の算定過程において建物・構築物の設置位置等で評価される入力地震動については、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、必要に応じて地盤の非線形応答に関する動的変形特性を考慮すること。また、敷地における観測記録に基づくとともに、最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性が示されていること。

## ② 静的地震力

静的地震力の算定は次に示す方法によること。

### i) 建物・構築物

水平地震力は、地震層せん断力係数  $C_i$  に、次に示す施設の重要度分類に応じた係数を乗じ、さらに当該層以上の重量を乗じて算定すること。

Sクラス 3.0

Bクラス 1.5

Cクラス 1.0

ここで、地震層せん断力係数  $C_i$  は、標準せん断力係数  $C_0$  を 0.2 以上とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求められる値とすること。

また、建物・構築物の保有水平耐力が必要保有水平耐力を上回ることを確認が必要であり、必要保有水平耐力の算定においては、地震層せん断力係数に乗じる施設の重要度分類に応じた係数は、Sクラス、Bクラス、Cクラスともに 1.0 とし、その際に用いる標準せん断力係数  $C_0$  は 1.0 以上とすること。この際、施設の重要度に応じた妥当な安全余裕を有していること。

Sクラスの施設については、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。鉛直地震力は、震度 0.3 以上を基準とし、建物・構築物の振動特性、地盤の種類等を考慮して求めた鉛直震度より算定すること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定

とすること。

ii) 機器・配管系

各耐震クラスの地震力は、上記 i) に示す地震層せん断力係数  $C_i$  に施設の重要度分類に応じた係数を乗じたものを水平震度とし、当該水平震度及び上記 i) の鉛直震度をそれぞれ 20% 増しとした震度より求めること。

なお、水平地震力と鉛直地震力は同時に不利な方向の組合せで作用させること。ただし、鉛直震度は高さ方向に一定とすること。

iii) i) 及び ii) において標準せん断力係数  $C_0$  等を 0.2 「以上」としたことについては、原子炉設置者に対し、個別の建物・構築物、機器・配管系の設計において、それぞれの重要度を適切に評価し、それぞれに対し適切な値を用いることにより、耐震性の高い施設の建設等を促すことを目的としている。耐震性向上の観点からどの施設に対してどの程度の割増し係数を用いれば良いかについては、設計、建設に関わる者が産業施設、公共施設等の耐震基準との関係を考慮して設定すること。

(3) 荷重の組合せと許容限界

耐震安全性に関する設計方針の妥当性の評価に当たって考慮すべき荷重の組合せと許容限界についての基本的考え方は、次に示すとおりである。

① 建物・構築物

i) Sクラスの建物・構築物

イ) 基準地震動との組合せと許容限界

常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力との組合せに対して、当該建物・構築物が構造物全体としての変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していること。

ロ) 弾性設計用地震動等との組合せと許容限界

常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度を許容限界とすること。

ii) Bクラス、Cクラスの建物・構築物

常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、上記① i) ロ) の許容応

力度を許容限界とすること。

## ②機器・配管系

### i) Sクラスの機器・配管系

#### イ) 基準地震動との組合せと許容限界

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、その施設に要求される機能を保持すること。なお、上記により求まる荷重により塑性ひずみが生じる場合であっても、その量が微少なレベルに留まってひび割れ限界に十分な余裕を有し、その施設に要求される機能に影響を及ぼさないこと。また、動的機器等については、基準地震動による応答に対して、その設備に要求される機能を保持すること。具体的には、実証試験等により確認されている機能維持加速度等を許容限界とすること。

#### ロ) 弾性設計用地震動等との組合せと許容限界

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重と、弾性設計用地震動による地震力又は静的地震力を組み合わせた荷重条件に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

### ii) Bクラス、Cクラスの機器・配管系

通常運転時、運転時の異常な過渡変化時の荷重と静的地震力を組み合わせ、その結果発生する応力に対して、応答が全体的におおむね弾性状態に留まること。

## ③津波防護施設・設備等

### i) 2. 施設の重要度分類 第2項に規定されるSクラスの建物・構築物並びに津波防護設備が設置された建物・構築物は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重と基準地震動による地震力の組合せに対して、当該建物・構築物が構造全体として変形能力（終局耐力時の変形）について十分な余裕を有するとともに、その施設に要求される機能（津波防護機能、浸水防止機能）を保持すること。

ii) 2. 施設の重要度分類 第2項に規定されるSクラスの設備は、常時作用している荷重及び運転時に作用する荷重等と基準地震動による地震力の組合せに対して、その設備に要求される機能（浸水防止機能、津波監視機能）を保持すること。

iii) 上記の③ i) 及び ii) の荷重組合せに関して、地震と津波が同時に作用する可能性について検討し、必要に応じて基準地震動による地

震力と津波による荷重の組合せを考慮すること。

④荷重組合せと許容限界についての規定内容の意味解釈は、次に示すとおりである。

- i) 「運転時の異常な過渡変化時及び事故時に生じるそれぞれの荷重」については、地震によって引き起こされるおそれのある事象によって作用する荷重及び地震によって引き起こされるおそれのない事象であっても、いったん事故が発生した場合、長時間継続する事象による荷重は、その事故事象の発生確率、継続時間及び地震動の超過確率の関係を踏まえ、適切な地震力と組み合わせて考慮すること。
- ii) 建物・構築物の弾性設計用地震動等との組合せに対する許容限界については、「安全上適切と認められる規格及び基準による許容応力度」としたが、具体的には建築基準法等がこれに相当する。
- iii) 建物・構築物の基準地震動の組合せに対する項目中の「終局耐力」とは、構造物に対する荷重を漸次増大した際、構造物の変形又は歪みが著しく増加する状態を構造物の終局状態と考え、この状態に至る限界の最大荷重負荷を意味する。
- iv) 機器・配管系の弾性設計用地震動等との組合せに対する許容限界については、「応答が全体的におおむね弾性状態に留まること」を基本的な考え方としているが、具体的には、電気事業法に定める「発電用原子力設備に関する技術基準」(※)等がこれに相当する。

(※)

現状の記載は、耐震設計審査指針による要求事項と同様の内容を記載しているが、今後、規制委員会規則において『電気事業法に定める「発電用原子力設備に関する技術基準」』に相当する条項を引用することとなる。

## 5. 地盤安定性に対する設計上の考慮

### 【基本的要求事項】

- 1 施設を設置する地盤は、4. 耐震設計方針に規定する地震力に対して十分な支持性能を有していること。
- 2 重要な安全機能を有する施設は、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓みに対して、安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと。



- 3 重要な安全機能を有する施設は、地震発生に伴う建物・構築物間の不等沈下、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により安全機能が重大な影響を受けるおそれがないこと。

**【要求事項の詳細】**

- ・耐震設計上の重要度分類Sクラスの設備等を支持する建物・構築物の地盤の支持性能については、「1. 地震及び津波に対する設計の基本方針」で将来活動する可能性のある断層等の露頭が無いことが確認された地盤について、地震動に対する弱面上のずれ等が無いことを含め、基準地震動に対する支持性能が確保されていることを確認すること。
- ・第2項における「地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜及び撓み」については、広域的な地盤の隆起、沈降によって生じるもののほか、局所的なものを含む。これらのうち、局所的なものについては、支持地盤の傾斜及び撓みの安全性への影響が大きいおそれがあるため、特に留意が必要である。

6. 基準津波の策定

**【基本的要求事項】**

施設の安全設計に用いる基準津波は、最新の科学的・技術的知見を踏まえ、波源海域から敷地周辺までの海底地形、地質構造及び地震活動性等の地震学的見地から想定することが適切なものとして策定すること。

また、基準津波は、地震のほか、地すべり、斜面崩壊等地震以外の要因、及びこれらの組合せによるものを複数選定し、不確かさを考慮して数値解析を実施し、策定すること。

**【要求事項の詳細】**

(1) 基準津波の性格について

基準津波は、施設の安全性を確保するための津波対策の前提となる津波であり、想定される津波の中で施設に最も大きな影響を与えるものとして、(2)で示す波源から数値解析によって求めること。基準津波の時刻歴波形を示す場合は、敷地前面海域の海底地形の特徴を踏まえ、時刻歴波形に対して施設からの反射波の影響が微少となるよう、施設から離れた沿岸域における津波を用いること。

また、その策定に当たっては、個別の申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて、その妥当性を十分確認すること。

## (2) 基準津波の策定方針について

①津波を発生させる要因として、次に示す要因を考慮するものとし、敷地に大きな影響を与えると予想される要因を複数選定すること。また、津波発生要因に係るサイトの地学的背景、津波発生要因の関連性を踏まえ、プレート間地震とその他の地震、もしくは地震と地すべり又は斜面崩壊等の組合せについて考慮すること。

- ・プレート間地震
- ・海洋プレート内地震
- ・海域の活断層による地殻内地震
- ・陸上及び海底での地すべり、斜面崩壊
- ・火山現象（噴火、山体崩壊、カルデラ陥没等）

②プレート形状、すべり欠損分布、断層形状、地形・地質並びに火山の位置等から考えられる適切な規模の津波波源を考慮すること。この場合、国内のみならず世界で起きた大規模な津波事例を踏まえ、津波の発生機構やテクトニクス的背景の類似性を考慮した上で検討を行うこと。また、遠地津波に対しても、国内のみならず世界での事例を踏まえ、検討を行うこと。

③プレート間地震については、地震発生域の深さの下限から海溝軸までが震源域となる地震を考慮すること。

④他の地域において発生した大規模な津波の沖合での水位変化が観測されている場合は、津波の発生機構、テクトニクス的背景の類似性、観測された海域における地形の影響を考慮した上で、必要に応じ基準津波への影響について検討すること。

⑤基準津波による遡上津波は、敷地周辺における津波堆積物等の地質学的証拠や歴史記録等から推定される津波高及び浸水域を上回っていること。また、行政機関により敷地又はその周辺の津波が評価されている場合には、波源設定の考え方、解析条件等の相違点に着目して内容を精査した上で、安全側の評価を実施するとの観点から必要な科学的・技術的知見を基準津波の策定に反映すること。

⑥耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、基準津波の策定の過程に伴う不確かさの考慮に当たっては、基準津波の策定に及ぼす影響が大きいと考えられる波源特性の不確かさの要因（断層の位置、長さ、幅、走向、傾斜角、すべり量、すべり角、すべり分布、破壊開始点、破壊伝播速度等）及びその大きさの程度並びにそれらに係る考え方、解釈の違いによる不確かさを十分踏まえた上で、適切な手法を用いること。

- ⑦津波の調査においては、必要な調査範囲を地震動評価における調査よりも相当広く設定した上で、調査地域の地形・地質条件に応じ、既存文献の調査、変動地形学的調査、地質調査、地球物理学的調査等の特性を活かし、これらを適切に組み合わせた調査を行うこと。また、津波の発生要因に係る調査及び波源モデルの設定に必要な調査、敷地周辺に襲来した可能性のある津波に係る調査、津波の伝播経路に係る調査、砂移動の評価に必要な調査を行うこと。
- ⑧基準津波の策定に当たって行う調査や評価は、最新の科学的・技術的知見を踏まえること。また、既往の資料等について、調査範囲の広さを踏まえた上で、それらの充足度及び精度に対する十分な考慮を行い、参照すること。なお、既往の資料と異なる見解を採用した場合には、その根拠を明示すること。
- ⑨基準津波については、対応する超過確率を参照し、策定された津波がどの程度の超過確率に相当するかを把握すること。

(参考)

要求事項の詳細（２）⑨の「参照」の意味については、「１．地震及び津波に対する基本方針」の（参考）にあるとおり、策定された基準津波を上回る事象が生起する可能性について認識するためのものであり、施設の設計に当たって適切な配慮を払い、基本設計以降の段階も含めて「残余のリスク」の低減努力を継続して実施していくことである。

## 7. 津波に対する設計方針

### 【基本的要求事項】

施設は津波に対する高い安全性を有することが必要であるため、基準津波によっても施設の安全機能を損うことがないように、次に示す基本的な設計方針を満足すること。

- 一 2. 施設の重要度分類第1項に規定する重要な安全機能を有する施設の設置された敷地において、基準津波による遡上波を地上部から到達、流入させないこと。また、取水路、放水路等の経路から流入させないこと。
- 二 取水・放水施設、地下部等において、漏水する可能性を考慮の上、漏水による浸水範囲を限定して、重要な安全機能への影響を防止すること。
- 三 前2号に規定するもののほか、2. 施設の重要度分類第1項に規定

する重要な安全機能を有する施設については、浸水防護をすることにより津波による影響等から隔離すること。

四 水位変動に伴う取水性低下による重要な安全機能への影響を防止すること。

五 2. 施設の重要度分類第2項に規定する津波防護施設・設備については、入力津波に対して、それぞれ津波防護機能、浸水防止機能が保持できること。また、津波監視設備については、入力津波に対して津波監視機能が保持できること。

六 地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震及び余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響、津波による二次的な影響（洗掘、砂移動、漂流物等）を考慮すること。

#### 【要求事項の詳細】

(1) 基本的要求事項の第一号について、次に示す方針を満足すること。なお、本事項は、敷地への津波の到達、流入の防止を基本方針として要求している。これは、敷地内への浸水が拡大すると、次に示すような事象の可能性が生じ、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがあるため規定したものである。

- ・敷地内における海水の浸入、排出による漂流物の発生と、漂流物による津波防護設備及び屋外設備（機器・配管）への波及的な影響並びに海水の浸入及び漂流物の発生による敷地内のアクセス性の低下

- ・建屋の周辺地盤の洗掘、余震時の液状化（周辺地盤の冠水による地下水位上昇の可能性を考慮）等の地盤変状の発生と、地盤変状による敷地内のアクセス性の低下、並びに津波防護設備及び地下構造物への波及的な影響

①重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等は、基準津波による遡上波が到達しない十分高い場所に設置すること。

なお、基準津波による遡上波が到達する高さにある場合には、防潮堤等の津波防護施設・設備を設置すること。

②上記①の遡上波の到達防止に当たっては、敷地及び敷地周辺の地形とその標高、河川等の存在、地震による広域的な隆起・沈降を考慮して、遡上波の回り込みを含め敷地への遡上の可能性を検討すること。また、地震による変状または繰り返し襲来する津波による洗掘・

堆積により地形、河川流路の変化等が考えられる場合は、敷地への遡上経路に及ぼす影響を検討すること。

- ③取水路、放水路等の経路から、津波が流入する可能性について検討した上で、流入の可能性のある経路（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことより、津波の流入を防止すること

(2) 基本的要求事項の第二号について、次に示す方針を満足すること。

- ①取水・放水設備の構造上の特徴等を考慮して、取水・放水施設や地下部等における漏水の可能性を検討した上で、漏水が継続することによる浸水範囲を想定（以下「浸水想定範囲」という。）するとともに、同範囲の境界において浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対策を施すことにより浸水範囲を限定すること。

- ②浸水想定範囲の周辺に重要な安全機能を有する設備等がある場合は、防水区画化するとともに、必要に応じて浸水量評価を実施し、安全機能への影響がないことを確認すること。

- ③浸水想定範囲における長期間の冠水が想定される場合は、排水設備を設置すること。

(3) 基本的要求事項の第三号について、次に示す方針を満足すること。なお、本事項は、基準津波に対して敷地への浸水を防止する第一号及び第二号の要求（「外郭防護」）に加え、重要な安全機能を有する設備等が内包される建屋及び区画を重点的に防護（「内郭防護」）することを要求するものである。これら第一号から第三号により基準津波に対する防護の多重化を図り、津波に対する影響から可能な限り隔離することによって重要な安全機能への影響の防止を確実なものとすることを規定したものである。また、内郭防護により、地震・津波による循環系配管や敷地内のタンク等の損傷による溢水、下位クラス建屋における地震時のドレン系ポンプの停止による地下水の流入等、地震・津波による相乗的な影響に対して、重要な安全機能を有する設備等を防護することも考慮して規定したものである。

- ①重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋及び区画については、浸水防護重点化範囲として明確化するとともに、地震・津波による内部溢水及び外部溢水を考慮した浸水範囲、浸水量を保守的に想定した上で、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路、浸水口（扉、開口部、貫通口等）を特定し、それらに対して浸水対

策を施すこと。

(4) 基本的要求事項の第四号について、次に示す方針を満足すること。

非常用海水冷却系については、基準津波による水位の低下に対して海水ポンプが機能保持でき、かつ冷却に必要な海水が確保できる設計であること。また、基準津波による水位変動に伴う砂の移動・堆積及び漂流物に対して取水口及び取水路の通水性が確保でき、かつ取水口からの砂の混入に対して海水ポンプが機能保持できる設計であること。

(5) 基本的要求事項の第五号について、次に示す方針を満足すること。

- ①津波防護施設とは、防潮堤、盛土構造物、防潮壁等のことをいう。  
津波防護設備とは、水密扉、開口部・貫通部の浸水対策設備等のことをいう。また、津波監視設備とは、敷地の潮位計及び取水ピット水位計、並びに津波の襲来状況を把握できる屋外監視カメラ等をいう。これら以外には、津波防護施設・設備への波力による影響を軽減する効果が期待される防波堤等の津波影響軽減施設・設備がある。
- ②津波防護施設・設備、津波監視設備等の耐津波設計に用いる「入力津波」については、基準津波の波源からの数値計算により、各施設・設備等の設置位置において算定される時刻歴波形とすること。数値計算に当たっては、敷地形状、敷地沿岸域の海底地形、津波の敷地への侵入角度、河川の有無、陸上の遡上・伝播の効果、伝播経路上の人工構造物等を考慮すること。また、津波による港湾内の局所的な海面の固有振動の励起を適切に評価し考慮すること。
- ③津波防護施設については、その構造に応じ、波力による侵食及び洗掘に対する抵抗性並びにすべり及び転倒に対する安定性を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対する津波防護機能が十分に保持できるよう設計すること。
- ④津波防護設備については、浸水想定範囲等における浸水時及び冠水後の波圧等に対する耐性等を評価し、越流時の耐性にも配慮した上で、入力津波に対して浸水防止機能が十分に保持できるよう設計すること。
- ⑤津波監視設備については、津波の影響（波力、漂流物の衝突等）に対して、影響を受けにくい位置への設置、影響の防止策・緩和策等を検討し、入力津波に対して津波監視機能が十分に保持できるよう設計すること。
- ⑥津波防護施設の外側の発電所敷地内及び近傍において建物・構築物、

設置物等が破損、倒壊、漂流する可能性がある場合には、防潮堤等の津波防護施設・設備に波及的影響を及ぼさないよう、漂流防止措置または津波防護施設・設備への影響の防止措置を施すこと。

⑦上記③、④及び⑥の設計等においては、耐津波設計上の十分な裕度を含めるため、各施設・設備の機能損傷モードに対応した荷重（浸水高、波力・波圧、洗掘力、浮力等）について、入力津波から十分な余裕を考慮して設定すること。また、余震の発生の可能性を検討した上で、必要に応じて余震による荷重と入力津波による荷重との組合せを考慮すること。さらに、入力津波の時刻歴波形に基づき、津波の繰り返しの襲来による作用が津波防護機能、浸水防止機能へ及ぼす影響について検討すること。

⑧津波防護施設・設備の設計に当たって、津波影響軽減施設・設備の効果を考慮する場合は、このような施設・設備についても、入力津波に対して津波による影響の軽減機能が保持されるよう設計するとともに、上記⑥、⑦の要求事項を満たすこと。

(6) その他、次に示す方針を満足すること。

津波防護施設・設備の設計及び非常用海水冷却系の評価に当たっては、入力津波による水位変動に対して朔望平均潮位を考慮して安全側の評価を実施すること。なお、その他の要因による潮位変動についても適切に評価し考慮すること。また、地震により陸域の隆起又は沈降が想定される場合、想定される地震の震源モデルから算定される、敷地の地殻変動量を考慮して安全側の評価を実施すること。

## 8. 周辺斜面の安定性に対する設計上の考慮

### 【基本的要求事項】

施設は、その周辺斜面で地震時に想定しうる崩壊等によっても、施設の安全機能が重大な影響を受けるおそれがない設計であること。

### 【要求事項の詳細】

施設の周辺斜面の安定性の評価については、次に示す方針を満足すること。

- ① 安定性の評価対象としては、重要な安全機能を有する設備が内包された建屋及び重要な安全機能を有する屋外設備等に影響を与えるおそれのある斜面とすること。
- ② 地質・地盤の構造、地盤等級区分、液状化の可能性、地下水の影響等

を考慮して、すべり安全率等により評価すること。

- ③評価に用いる地盤モデル、地盤パラメータや地震力の設定等は、基礎地盤の支持性能の評価に準じて行うこと。特に地下水の影響に留意すること。

## 【適合性確認結果】

### 1. 地震および津波に対する設計の基本方針

- 1 大飯発電所3,4号機の原子炉施設（以下「施設」という）は後述のとおり新規制基準で定められた基本的な設計方針を満足しており、全体として高い安全性を有している。

- 一 大飯発電所の敷地内破砕帯については建設時の調査のほか、運転開始後における耐震安全性確認（「大飯発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」（平成20年3月、平成21年3月、平成22年11月）、以下「耐震BC」という。）において、敷地内ボーリング、トレンチ調査等を実施している。

敷地内に認められる破砕帯の走向はN-S～NE-SW方向が卓越し、舞鶴帯の延びの方向と一致することから、これらの破砕帯は舞鶴帯の形成と密接に関連しているものと考えられる。活動時期が同時期であると考えられる破砕帯のうち、最も延長が長いF-6破砕帯について活動性評価に関する検討をしている。設置許可申請では、当時実施したトレンチ調査により、F-6破砕帯は上載層である中位段丘相当の段丘堆積物に変位を与えていないと評価している。また、「耐震BC」では、F-6破砕帯上載層について検討した結果、色調等の性状や分布高度から上載層は鋸崎付近に分布する段丘堆積物と同じであることを確認している。更に、追加調査指示（平成24年7月18日）に基づき実施している調査では、活断層において一般的に観察される特徴（平滑で連続性の良いシャープな断層面、縞状構造を有する連続性の良い断層ガウジ帯等）を有していないこと、緑泥石脈が、最も新しい時期に変位したと考えられる断層面を横切って分布し、緑泥石の結晶が破壊されていないことなどから活断層ではないと評価している。

以上のことから、敷地内の破砕帯は後期更新世以降に活動したものではなく、大飯発電所3,4号機の重要な安全機能を有する施設は、将来活動する可能性のある断層等の露頭がないことが確認された地盤に設置している。

なお、F-6破砕帯を対象として、南側トレンチ調査を実施しており、



今後、原子力規制委員会による評価、調査が行われるところである。

(原子炉設置変更許可申請書、「耐震BC」、原子力規制委員会による大飯発電所敷地内破砕帯調査 中間報告(平成24年10月31日)、第1回現地調査資料(平成24年11月2日)、第2回評価会合(平成24年11月7日)、第2回現地調査(平成24年12月28、29日)で報告済)

二 「2. 重要度分類」への対応状況に示す重要な安全機能を有する施設は、「3. 基準地震動の策定」への対応状況で示す適切に策定した基準地震動による地震力に対して、「4. 耐震設計方針」および「8. 周辺斜面の安定性に対する設計上の考慮」への対応状況で示すようにその安全機能を損なわないことを確認している。

三 施設は、「5. 地盤安定性に対する設計上の考慮」への対応状況に示すように十分な支持性能をもつ地盤に設置している。

四 重要な安全機能を有する施設は、「6. 基準津波の策定」への対応状況で示す適切に策定した基準津波に対して、「7. 津波に対する設計方針」への対応状況で示すようにその安全機能を損なわないことを確認している。

2 基準地震動および基準津波の策定等に当たっての調査については、目的に応じた調査手法を選定するとともに、調査手法の適用条件および精度等に配慮することによって、調査結果の信頼性と精度を確保している。

## 2. 施設の重要度分類

大飯発電所3,4号機の施設は、重要な安全機能を有する施設を全てSクラスとし、それ以外の施設については要求される安全機能の重要度によりBクラス、Cクラスにそれぞれ分類している。

Sクラスに分類される施設は、地震により発生する可能性のある事象に対して、原子炉を停止し、炉心を冷却するために必要な機能を持つ施設、自ら放射性物質を内蔵している施設、当該施設に直接関係しておりその機能喪失により放射性物質を外部に拡散する可能性のある施設、これらの施設の機能喪失により事故に至った場合の影響を緩和し、環境への放射線による影響を軽減するために必要な機能を持つ施設、およびこれらの重要な安全機能を支援するために必要となる施設であって、その影響の大きいものであり、以下の施設を含んでいる。なお、大飯発電所3,4号機においては、重要な安全機能を有する施設が設置されている敷地高さは、基準津波による設計津波高さより高く、津波が遡上することはないため、基準津波

に対する津波防護施設・設備および津波監視設備に該当するものはない。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器・配管系
- ・使用済燃料を貯蔵するための施設
- ・原子炉の緊急停止のために急激に負の反応度を付加するための施設、および原子炉の停止状態を維持するための施設
- ・原子炉停止後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故後、炉心から崩壊熱を除去するための施設
- ・原子炉冷却材圧力バウンダリ破損事故の際に、圧力障壁となり放射性物質の放散を直接防ぐための施設
- ・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あり、前項以外の施設

Bクラスに分類される施設は、安全機能を有する施設のうち、機能喪失した場合の影響がSクラスより小さいものであり、以下の施設を含んでいる。

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリに直接接続されていて、1次冷却材を内蔵しているかまたは内蔵し得る施設
- ・放射性廃棄物を内蔵している施設。ただし、内蔵量が少ないかまたは貯蔵方式により、その破損による公衆に与える放射線の影響が周辺監視区域外における年間の線量限度に比べ十分小さいものは除く。
- ・放射性廃棄物以外の放射性物質に関連した施設で、その破損により、公衆および従事者に過大な放射線被ばくを与える可能性のある施設
- ・使用済燃料を冷却するための施設
- ・放射性物質の放出を伴うような場合に、その外部放散を抑制するための施設で、Sクラスに属さない施設

Cクラスに分類される施設はSクラス、Bクラスに分類されないものとしている。

なお、以上による分類は、発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針（平成18年9月19日原子力安全委員会決定）に基づく分類と同様となっている。（「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所3号機（4号機）の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」（平成23年10,11月）で報告済）

### 3. 基準地震動の策定

大飯発電所3,4号機のSクラス施設の耐震設計等に用いる基準地震動 $S_s$ は、以下のとおり策定している。（「耐震BC」で報告済）

## 一 基準地震動の策定について

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」および「震源を特定せず策定する地震動」を、解放基盤表面における水平方向および鉛直方向の地震動としてそれぞれ作成し、その結果に基づき基準地震動  $S_s$  を策定している。

基準地震動の策定に当たっては、その時点での最新の科学的・技術的知見を反映しているが、その後も現在までに得られた各種知見を踏まえて、その妥当性を確認している。

解放基盤表面は基礎岩盤の試掘坑内弾性波試験結果より  $S$  波速度が 2,200m/s である標高 0m に設定している。

「震源を特定して策定する地震動」のうち、応答スペクトル手法に基づき策定する基準地震動  $S_s$  としては、検討用地震の応答スペクトルに基づく地震動評価を包絡するように設定した設計用応答スペクトルを採用し、基準地震動  $S_{s-1}$  としている。また、断層モデルを用いた手法に基づき策定する基準地震動  $S_s$  としては、断層モデルを用いた手法による地震動評価のうち、NS 方向、EW 方向、UD 方向いずれかの成分が基準地震動  $S_{s-1}$  を超過するケースから 2 つのケースの地震動を選定し、それぞれ基準地震動  $S_{s-2}$ 、基準地震動  $S_{s-3}$  としている。

基準地震動  $S_{s-1}$  の模擬地震波として、基準地震動  $S_{s-1}$  の応答スペクトルを基に、振幅包絡線の経時的变化を Noda et al. (2002) に基づく形状、位相角を一様乱数として与えた正弦波の重ね合わせとし、目標とする応答スペクトルとの差が小さくなるように作成している。

## 二 「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」について

「敷地ごとに震源を特定して策定する地震動」は、敷地に大きな影響を与えると予想される地震（検討用地震）を選定し、各種の不確かさを考慮して応答スペクトルに基づく地震動評価および断層モデルを用いた手法による地震動評価を実施したうえで、解放基盤表面までの地震波の伝播特性を反映して策定している。

基準地震動  $S_s$  の策定に際して、敷地周辺の地震の発生様式や発生状況、敷地周辺の活断層の分布状況を踏まえ、内陸地殻内地震を考慮している。検討用地震の選定に当たっては、過去の地震、活断層による地震等から候補となる地震を抽出し、それぞれについて、敷地におよぼす影響について村松(1969)、勝又・徳永(1971)を参考に、マグニチュードおよび震央距離と震度階級との関係から評価している。活断層による地震について、敷地への影響を検討する際に想定する地震規模は、断層の長さから松田(1975)の関係式を用い算定している。敷地への影響を検討した結果、熊川断層に

よる地震（長さ 22.9km、M7.1）、上林川断層による地震（長さ 39.5km、M7.5）および F0-A～F0-B 断層による地震（長さ 35km、M7.4）を検討用地震として選定している。

なお、F0-A～F0-B 断層と熊川断層については同時活動を考慮する必要がないことを「耐震 BC」時およびその後の原子力安全・保安院の指示（平成 24 年 1 月 27 日）に対して、連動しないことを確認しており、その後の熊川断層に関する追加調査結果については、追加報告予定である。

断層上端深さおよび断層下端深さの設定に当たっては、深さに応じて実施された屈折法探査、微動アレー探査、地震計水平アレー探査および地震波速度トモグラフィ等により敷地周辺の数構造を検討するとともに、気象庁地震カタログ(1997 年 10 月～2005 年 12 月)を用いて敷地周辺 100km 程度以内の範囲の微小地震分布の検討等を行い、断層上端深さ 4km、断層下端深さ 18km としている。

検討用地震の基本震源モデルは、地質調査結果および地震調査研究推進本部 地震調査委員会(2008)に基づき設定している。不確かさを考慮した震源モデルの設定に当たっては、断層上端深さを 3km としたケース、および中越沖地震知見反映事項を踏まえ短周期の地震動レベル（以下「短周期レベル」という。）を 1.5 倍としたケース等について、それぞれ考慮し、すべてのケースにおいて、アスペリティの位置は敷地に近くなるように配置し、破壊開始点は断層およびアスペリティの下端に複数設定している。

応答スペクトルに基づく地震動評価については、Noda et al. (2002)による距離減衰式（以下「耐専式」という。）を用いて地震動の評価を行うことを基本とし、検討用地震毎に「耐専式」の適用性を検討している。「耐専式」の適用に当たっては、検討用地震の等価震源距離が、「耐専式」で定められている同等規模の極近距離との乖離が大きい地震については、「耐専式」の適用範囲外となるため、断層モデルを用いた手法による地震動評価を重視するものとした。このため、断層モデルを用いた手法による地震動評価の妥当性を検証する観点から、「耐専式」以外の距離減衰式を用いて応答スペクトル手法による地震動評価を行っている。「耐専式」以外の距離減衰式による地震動評価については、国内の内陸地殻内地震に適用可能であること、地震規模、断層最短距離がその評価法の基となったデータベースの範囲内にあること等から、Kanno et al. (2006)、Zhao et al. (2006)、内山・翠川(2006)、片岡・他(2006)、Abrahamson and Silva(2008)、Boore and Atkinson(2008)、Campbell and Bozorgnia(2008)、Chiou and Youngs(2008)、Idriss(2008)を選定し、地震動を検討している。検討用地震のうち F0-A～F0-B 断層による地震については、上記の「耐専式」の適

用範囲外の地震に該当し、「耐専式」以外の距離減衰式を用いて断層モデルを重視した地震動評価の検証を行っている。

断層モデルを用いた手法による地震動評価については、敷地において要素地震として適切な観測記録が得られていないことから、短周期側に統計的グリーン関数法および長周期側に理論的手法（離散化波数法）を用いたハイブリッド合成法を用いて実施している。なお、ハイブリッド合成法を用いる際、両手法の評価結果を周期 1.0 秒～2.0 秒の領域で合成している。

地盤モデルの設定において、速度構造については、敷地内で実施されたボーリング調査、PS 検層結果や、敷地周辺で実施された屈折法探査、微動アレー探査、地震計水平アレー探査および地震波速度トモグラフィ等の調査結果を基に設定している。敷地近傍に褶曲構造等は認められず、ボーリング調査結果等によって敷地内ごく浅部から S 波速度が 2,200m/s 以上の硬質岩盤が確認できていることから、地下構造は成層として深さ 4km までの地盤モデルを設定している。減衰定数については、深部（深さ 630m 以深）の減衰定数は 0.5%、浅部（深さ 630m 以浅）のうち、地表から深さ 200m までは 3%、深さ 200m から深さ 630m までは深部と同じ減衰定数としている。

地表から深さ 200m までの浅部の減衰定数の物理的根拠については、不均質強度の検討結果から、少なくとも 3%程度となり得ることを確認している。また Q 値測定を実施して減衰定数として 3%程度であることも確認している。

基準地震動  $S_s$  の超過確率の参照については、解放基盤表面での地震動の最大加速度と年超過確率の関係を日本原子力学会標準(2007)に基づき算定した結果、基準地震動  $S_{s-1}$  の年超過確率は水平方向で  $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 、鉛直方向で 0.2 秒より短周期側で  $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 、長周期側で  $10^{-5} \sim 10^{-6}$  となっている。

### 三 「震源を特定せず策定する地震動」について

「震源を特定せず策定する地震動」は、震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内の地震について得られた震源近傍における観測記録を収集し、これらを基に、各種の不確かさを考慮して策定している。

敷地周辺の地震発生層から震源と活断層とを関連付けることが困難な地震の最大規模は、地震発生層を飽和する震源断層による地震であると考え、地震発生層の上端から下端まで広がる断層幅およびそれに等しい断層の長さをもつ震源断層を仮定すると、断層面積と地震モーメントの関係式および地震モーメントとマグニチュードの関係式を介して、横ずれ断層の一般的な傾斜角  $90^\circ$  の場合 M6.6、仮に傾斜角  $60^\circ$  の場合 M6.8 に相当する。また、地震調査研究推進本部 地震調査委員会(2009)による確率論的地震

動予測地図の作成において「震源断層を予め特定しにくい地震」を領域震源として考慮し、敷地が位置する若狭地域の領域における最大規模は、1909年江濃(姉川)地震のM6.8や1963年越前岬沖地震のM6.9とされているが、これらの地震については、地質調査結果や加藤・他(2004)の知見から事前に震源を特定可能であったと判断している。

以上より、敷地周辺において震源と活断層とを関連付けることが困難な地震の最大規模はM6.8程度と考えられ、それを上回るような規模の震源と活断層とを関連付けることが困難な地震が発生する可能性は低いと考えられる。

これらのことから、加藤・他(2004)による応答スペクトルに対しNoda et al. (2002)の方法にしたがって求めた地盤増幅特性を用いて「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを設定している。

最近の主な地震についても、震源が事前に特定できるかどうかの検討も実施し、震源を特定せず策定する地震動において考慮する必要のないことを確認している。なお、活断層の密度が小さく活動度が低いと考えられる地域や、軟岩や火山岩、堆積層が厚く分布する地域は、震源が特定しにくいと指摘されているが、敷地周辺地域はそのような地域にはあたらない。

「震源を特定せず策定する地震動」の応答スペクトルを原子力安全基盤機構が2005年に検討した中部・近畿の領域における震源を特定しにくい地震動の一樣ハザードスペクトルと比較した結果、年超過確率は $10^{-4}$ ~ $10^{-5}$ 程度である。

「震源を特定せず策定する地震動」として設定した地震動は、「震源を特定して策定する地震動」から求められた基準地震動Ss-1の設計用応答スペクトルを全ての周期帯において下回っているため、「震源を特定せず策定する地震動」については、基準地震動Ss-1で代表させている。

#### 4. 耐震設計方針

##### 一 Sクラス施設の耐震性

###### (1) 建物・構築物の耐震性

Sクラス施設を内包している建物・構築物については、常時作用している荷重および運転時に作用する荷重と基準地震動Ssによる地震力との組合せに対して、適切な解析法、解析条件による評価を行い、建物・構築物が構造物全体としての変形能力(終局耐力時の変形)について十分な余裕を有し、建物・構築物の終局耐力に対し妥当な安全余裕を有していることを確認している。

地震力の算定にあたって、建物の水平方向地震応答解析は直交する

耐震壁の2方向に対してそれぞれ実施している。算定した地震力は水平方向と鉛直方向について、適切に組み合わせている。また、地盤との相互作用について「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1991 追補版」に基づき評価している。なお、原子炉建屋および原子炉補助建屋は解放基盤上に設置されており入力地震動は基準地震動と同じである。

なお、以上については「大飯発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果中間報告書」（平成21年3月、平成22年11月）において報告した内容と同じである。

## (2) 機器・配管系の耐震性

Sクラスの機器・配管系については、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時および事故時に生じるそれぞれの荷重と基準地震動による地震力を組み合わせた荷重条件に対して、構造強度評価を実施するとともに、地震時の動的機能が要求される機器については動的機能維持評価を実施し、安全機能が確保されることを確認している。

地震力の算定にあたって、機器の応答解析は建屋応答解析結果を用い直交する水平2方向と鉛直方向について実施している。算定した地震力は水平方向と鉛直方向について、適切に組み合わせている。

評価にあたっては、構造強度評価に際しては、基準地震動  $S_s$  に対する応力発生値と評価基準値を比較すること等により行っており、その評価基準値は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」、「発電用原子力施設規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」等の規格基準で規定されている値、または試験等で妥当性が確認されている値を用いている。

動的機能維持評価については、当該動的機器の設置位置における応答加速度と機能確認済加速度との比較等により実施しており、その評価基準値は「原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601・補-1984」、「原子力発電所耐震設計技術規程 JEAC4601-2008」、「発電用原子力施設規格 設計・建設規格 JSME S NC1-2005」等の規格基準で規定されている値、または試験等で妥当性が確認された値を用いている。

なお、以上については「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所3号機（4号機）の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」（平成23年10、11月）において報告ならびに審査で提示した内容と同じである。

## (3) 屋外重要土木構造物

Sクラス設備の間接支持構造物である屋外重要土木構造物（海水が

ンプ室および海水管トンネル) について、下記のとおり健全性を確認している。

- ・海水ポンプ室 : せん断耐力比 0.48
- ・海水管トンネル: コンクリートの圧縮応力度  $4.09\text{N/mm}^2$  (許容応力度 ( $13.5\text{N/mm}^2$ ) 以下)

以上のことから、S クラス設備の間接支持構造物である屋外重要土木構造物はその破損等により、S クラス設備の安全機能に影響をおよぼすことがない設計であることを確認している。

## 二 B クラス施設の耐震性

B クラス施設はその破損等により、S クラス施設の安全機能に影響をおよぼすことがないことを確認している。

## 三 C クラス施設の耐震性

C クラス施設はその破損等により、S クラス施設の安全機能に影響をおよぼすことがないことを確認している。

## 四 上位の施設の安全機能への波及的影響

下位クラスの設備の波及的影響によってSクラス設備の安全機能に影響をおよぼすことがないことを以下のとおり確認している。

- ・下位クラスの設備は基本的に、自らの損傷、転倒、落下によりSクラス施設の安全機能を損なうことがないよう、離隔をとり配置されている。そのような配置が困難である場合は、上位クラスと同等の構造強度を持たせる等の方策により、波及的影響の発生を防止している。例えば、落下等により安全機能への影響が生じる可能性がある使用済燃料ピットクレーン、補助建屋クレーン、格納容器ポーラクレーンについては、構造強度評価により波及影響が生じないことを確認している。
- ・配管系において上位クラスと下位クラスが接続されている場合は、境界に弁を設ける等、系統的に分離した構造としており、また、アンカー一点を設けることで地震による振動が相互に伝達されることを防止し、下位クラスが地震力により破損することで上位クラスの安全機能に影響をおよぼさないような構造としている。

なお、以上については、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所3号機(4号機)の安全性に関する総合評価(一次評価)の結果について(報告)」(平成23年10、11月)において報告ならびに審査で提示した内容と同じである。



## 5. 地盤安定性に対する設計上の考慮

原子炉建屋基礎地盤については、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して、以下の項目についてその安全機能が保持されることを確認している。

1 支持力については、原子炉建屋基礎底面部における地震時最大接地圧が、 $7.2\text{N/mm}^2$  である。一方、原子炉建屋基礎底面部に分布する CH 級および CM 級の細粒石英閃緑岩の極限支持力は、大飯発電所 3, 4 号機設置許可時の支持力試験結果より  $13.7\text{N/mm}^2$  以上であることから、当基礎岩盤は十分な支持力を有している。

また、基礎底面のすべりについては、最小安全率が 6.1 であり、評価基準値 1.5 を上回っていることから、十分な安定性を有している。

2 原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の最大相対変位は 0.56cm、原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は 1/12,800 である。

3 原子炉建屋基礎は、十分な支持性能を有する岩盤に支持されていることから、不等沈下、液状化や揺すり込み沈下等の周辺地盤の変状により安全機能が重大な影響を受ける恐れがない。

また、敷地近傍に確認される F0-A~F0-B 断層の活動に伴い生じる基礎地盤の変形について断層長さ、断層幅等を変えた検討等を実施した結果、原子炉建屋位置(断層に近い 1 号機)での勾配は 1/7,000 程度である。「大飯発電所「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果(原子力安全・保安院での審議状況の反映)」(平成 22 年 11 月)で報告済)以上のことから、地震発生に伴う地殻変動によって生じる支持地盤の傾斜は、耐震安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。

## 6. 基準津波の策定

大飯発電所 3, 4 号機の基準津波は、「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所 3 号機(4 号機)の安全性に関する総合評価(一次評価)の結果について(報告)」(平成 23 年 10、11 月)において報告ならびに審査において提示した内容に加えて、最近の調査等から得られる知見を踏まえて、以下のとおり策定している。

津波を発生させる要因については、周辺の海域活断層で発生する地震、日本海東縁部で発生する地震、地すべりおよび斜面崩壊、山体崩壊等を選定している。

周辺の海域活断層および日本海東縁部を波源とする津波を策定する過程に伴う不確かさについては、それらの断層パラメータ(断層位置、傾斜角、走向)を複数検討し、最も安全側の結果となるような値を採用してい

る。なお、地震以外の津波についての検討結果については追加報告予定である。

津波の調査にあたっては、日本海における既往津波の文献調査結果から、若狭湾周辺に大きな被害をもたらした津波がないことを確認している。また、津波堆積物調査の結果（「平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動および津波の影響に関する安全性評価のうち完新世に関する津波堆積物調査結果について」（平成 24 年 12 月）報告済）から、完新世（約 1 万年前以降）において、大飯発電所 3, 4 号機の安全性に影響をおよぼす規模の津波はなかったことを確認している。

基準津波は、想定される津波の中で、施設に最も大きな影響を与える津波を数値解析（津波シミュレーション）により選定した。また、その基準津波による設計津波高さについては、1, 2 号機海水ポンプ室前面および 3, 4 号機海水ポンプ室前面において算出した。この数値解析については、歴史記録に関する文献調査結果および津波堆積物調査結果から、既往津波の中でも敷地周辺に比較的大きな水位変動を与えた津波として、1983 年の日本海中部地震および 1993 年の北海道南西沖地震を抽出し、これら 2 つの既往津波の再現計算を行うことによって、その妥当性を確認している。

以上を踏まえた数値解析の結果、基準津波を決定する断層は、大陸棚外縁～B～野坂断層（水位上昇側）および和布一干飯崎沖～甲楽城断層（水位下降側）であることを確認している。また、基準津波による設計津波高さは、水位上昇側で、T. P. +2. 85m（1, 2 号機海水ポンプ室前面）および T. P. +2. 54m（3, 4 号機海水ポンプ室前面）であり、水位下降側で、T. P. -1. 85m（1, 2 号機海水ポンプ室前面）および T. P. -1. 84m（3, 4 号機海水ポンプ室前面）である。なお、基準津波による水位上昇は、1, 2 号機海水ポンプ室前面で最も高くなる。

立地自治体である福井県による津波シミュレーション結果については、その内容を検討したところ、基準津波に影響をおよぼさないことを確認している。

基準津波による設計津波高さに対応する年超過確率については、日本原子力学会(2011)「原子力発電所に対する津波を起因とした確率論的リスク評価に関する実施基準」に基づき算定することとしており、その検討結果を追加報告する予定である。

## 7. 津波に対する設計方針

大飯発電所 3, 4 号機の施設は、以下に示すとおり、新規制基準の基本的

な津波に対する設計方針を満足しており、基準津波によっても安全機能を損なうことはない。

#### 一 敷地への津波の到達、流入の防止

重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋はT.P. +9.7mの敷地に設置されており、基準津波による設計津波高さ（1,2号機海水ポンプ室前面 T.P. +2.85m）よりも十分高く、浸水することはない。また、重要な安全機能を有する屋外設備である3,4号機海水ポンプについては、3,4号機海水ポンプ室前面の基準津波による設計津波高さ T.P. +2.54m に対して、周辺地盤ならびに前面壁が T.P. +5.0m であることから、地上部からは浸水しないが、津波に対する信頼性向上の観点から防護壁（高さ T.P. +6.0m）を設置している。（6月末完了予定）

上記検討においては取水路、放水路を含めたモデルを用いて解析している。

放水ピット内の水位については現在評価中であるが、放水ピット側壁高さ（T.P. +9.5m）が相当高いことから、これを上回ることはないと考えられる。（評価完了後に評価結果を報告予定）

#### 二 取水・放水施設、地下部等からの漏水防止

取水設備である3,4号機海水ポンプは、3,4号機海水ポンプ室前面の基準津波による設計津波高さ T.P. +2.54m に対し、海水ポンプの機能維持水位（電動機据付レベル）は T.P. +4.65m であるため、安全機能に影響する恐れはない。また、放水設備については、地下等からの漏水はなく、重要な安全機能に影響する恐れはない。なお、浸水想定範囲において、長期間冠水する範囲はない。

#### 三 重要な安全機能を有する施設の浸水防護

重要な安全機能を有する設備等が内包されている建屋は、浸水防護重点化範囲として明確化し、また、耐震Sクラスの屋外設備（海水ポンプ）の設置範囲についても、浸水防護重点化範囲とし、重要な安全機能への影響を防止している。なお、重要な安全機能を有する設備等が内包されている建屋は T.P. +9.7m の敷地に設置されており、基準津波による設計津波高さ（T.P. +2.85m）よりも高く、基準津波によっても浸水しないため、浸水の可能性のある経路、浸水口は無く、重要な安全機能への津波による影響から隔離できているが、津波に対する信頼性向上の観点から水密扉等を設置している。

#### 四 水位変動に伴う取水性への影響

非常用海水冷却系については、基準津波による設計津波高さ（3,4号機海水ポンプ室前面 T.P. -1.84m）に対して、海水ポンプの機能維持水位

は T.P. -2.62m であるため、冷却に必要な海水が確保できる。水位変動による砂移動に伴う堆積量については、3,4 号機海水ポンプ室前面において、2cm 程度以下であることから、砂移動によって取水口が閉塞しないことを確認している。また、砂の混入に対しても、砂粒径は約 0.3mm と微小であり、軸受部の構造から砂は排出されるため、海水ポンプは機能保持できる。なお、基準津波による設計津波高さは敷地高さを越えないため、漂流物による影響はない。

#### 五 津波防護施設・設備および津波監視設備

重要な安全機能を有する設備等を内包する建屋は、基準津波による設計津波高さより高い位置にあり、津波は到達せず、浸水防護重点化範囲への浸水の可能性のある経路および浸水口はないため、基準津波に対する津波防護施設・設備に該当するものはない。このため、津波監視設備も安全機能確保の観点では基本的に必要ないが、津波監視機能としては、公的機関の情報に加え監視カメラを設置している。（6 月末完了予定）

#### 六 検討に際しての考慮事項

なお、上記一～五の検討に際しては、地震による敷地の隆起・沈降、地震（本震および余震）による影響、津波の繰り返しの襲来による影響、津波による二次的な影響を考慮している。

#### 8. 周辺斜面の安定性に対する設計上の考慮

原子炉建屋背後斜面のすべりに対する最小安全率は 4.0 であり、評価基準値 1.2 を上回っていることから、十分な安定性を有していることを確認している。（「平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動および津波の影響に関する安全性評価のうち大飯発電所周辺斜面の安定性評価報告書」（平成 24 年 2 月）で報告済）

### 3. 1. 2. 1. 2 地震以外の自然現象

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (1) 自然現象に対する設計上の考慮

##### 【基本的要求事項】

(地震以外の自然現象)

2 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、地震、津波及び地震随件事象以外の想定される自然現象によって原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器は、予想される自然現象のうち最も苛酷と考えられる場合及び自然力に設計基準事故時における事故荷重を適切に組み合わせた場合を考慮した設計であること。

##### 【要求事項の詳細】

- B 「自然現象によって原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、設計上の考慮を要する自然現象又はその組合わせに遭遇した場合において、自然事象そのものがもたらす環境条件と、その結果として施設で生じ得る環境条件において、その設備が有する安全機能が達成されることをいう。
- C 「重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器」については、別に「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審査指針」（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）を踏まえて定める。
- D 「予想される自然現象」とは、敷地の自然環境を基に、洪水、風（台風）、竜巻、凍結、降水、積雪、落雷、地滑り、火山の影響、生物学的事象、森林火災等から適用されるものをいう。
- E 「自然現象のうち最も苛酷と考えられる場合」とは、対象となる自然現象に対応して、最新の科学的技術的知見を踏まえて適切に予想されるものをいう。なお、過去の記録、現地調査の結果及び最新知見等を参考に、必要のある場合には、異種の自然現象を重畳させるものとする。
- F 「自然力に事故荷重を適切に組み合わせた場合」とは、最も苛酷と考えられる自然力と事故時の最大荷重を単純に加算することを必ずしも要求するものではなく、それぞれの因果関係や時間的变化を考慮して適切に組み合わせた場合をいう。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審

査指針」の要求内容に対し、竜巻、降水、落雷、火山の影響、生物学的事象、森林火災に対する設計上の考慮が追加されている。（【要求事項の詳細】D項）

これらの自然事象については、それらの最も過酷と考えられる場合においても、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計となっていることを以下のとおり確認している。

#### （イ）竜巻

現在評価中であるが、現時点での概略評価では以下のとおりと考えている。（評価完了後に評価結果を報告予定）

福井県における竜巻の過去最大はF1（33～49m/s）であるが、原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（案）を参照し、保守性を確保した場合の設計竜巻としての最大風速は、F2（50～69m/s）相当とする。

竜巻防護施設および同施設に波及的影響をおよぼし得る施設について、設計荷重に対し、安全機能が維持される。

以上のことから、想定される竜巻に対して、原子炉施設の安全性を損なうことはない。

なお、原子力発電所の竜巻影響評価ガイド（案）に例示された設計竜巻の最大風速 100m/s の条件下における風荷重、気圧差荷重および飛来物の衝撃荷重に対しても、安全機能が維持される見通しである。

#### （ロ）降水

降水量については、舞鶴海洋気象台での観測記録（1947～2012年）に基づき、発電所周辺地域における日最大1時間降雨量の既往最大値である80.2mmを考慮すべき自然力として設定する。

降水については、構内排水施設を設けて放水口に排水しており、排水施設は、森林法に基づき降雨強度を86mm/hとして設置している。また、安全機能を有する系統および機器を収納する建屋については、浸水防護対策を行っている。

このように、既往最大値を上回る降水量を考慮し排水施設を設計していることおよび安全機能を有する系統および機器を収納する建屋については、浸水防護対策を行っていることから、降水により、原子炉施設の安全性を損なうことはない。

#### （ハ）落雷

雷害防止対策として、建築基準法に基づき、高さ20mを超える原子炉格

納施設等へ日本工業規格（JIS）に準拠した避雷設備を設置するとともに、構内接地網と接続することにより、接地抵抗の低減や電撃に伴う構内接地系の電位分布の平坦化を図っている。更に、安全保護系への雷サージ侵入の抑制を図る回路設計としている。

このことから、落雷により原子炉施設の安全性を損なうことはない。

## （二）火山の影響

現在評価中であるが、現時点での概略評価では以下のとおりと考えている。（評価完了後に評価結果を報告予定）

原子力発電所の火山影響評価ガイド（案）を参照し、原子力発電所に影響をおよぼし得る火山の抽出および原子力発電所の運用期間における火山活動に関する評価を行い、火山事象の直接的および間接的影響を含めて評価した場合でも、原子炉施設の安全性を損なうことはない。

## （ホ）生物学的事象

考慮すべき生物学的事象として、海生生物の発生を設定する。

海生生物の影響については、原子炉補機冷却海水設備等に影響を与える塵芥等を除去できるよう、除塵装置等を設置している。海生生物の流入時には、海水ポンプウェルに設置したロータリースクリーン等および海水ポンプ出口に設置したストレーナにより、原子炉補機冷却海水設備等に影響を与える塵芥等を除去する運用としている。また、海生生物の襲来時に原子炉補機冷却海水設備等に影響を与える場合には、運転手順により、発電所を安全に停止できる運用としている。

このことから、海生生物の発生により原子炉施設の安全性を損なうことはない。

## （へ）森林火災

現在評価中であるが、現時点での概略評価では以下のとおりと考えている。（評価完了後に評価結果を報告予定）

原子力発電所の外部火災影響評価ガイド（案）を参照し、森林火災の原子炉施設への影響を評価した場合でも、安全機能を有する系統および機器を収納する建屋については、森林との間に必要な離隔距離を設けるとともに、建屋の壁により建屋内の機器へ火災の影響がおよばないようにしている。また、安全機能を有する構築物、系統および機器についても、森林との間に必要な離隔距離を設けることで、影響がおよばないようにしている。（離隔確保については6月末までに完了予定）

なお、森林火災については、発電所内では運転員等が巡視点検していること、建屋周囲には消火栓を設置していること、また建屋周囲に設置している可燃物内包設備には消火設備を設置しており、消火活動により、建屋や機器への影響を防止することも可能である。

このことから、森林火災により原子炉施設の安全性を損なうことはない。

また、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」で要求されていた、洪水、風（台風）、凍結、積雪、地滑りのうち、風（台風）および積雪については、観測記録における既往最大値が変わっているが、それらを考慮しても、原子炉施設の安全性を損なうものではないことを確認している。

#### （ト）風（台風）

舞鶴海洋気象台での観測記録（1947～2012年）に基づく、発電所周辺地域における最大瞬間風速の既往最大値は、51.9m/sである。

安全機能を有する構築物、系統および機器については、建築基準法に基づき、瞬間風速63m/sに相当する風荷重を設定し、それに対し十分な機械的強度を有する構造としている。

このように現時点においても、既往最大値を上回る風荷重に基づき設計していることから、風（台風）により原子炉施設の安全性を損なうことはない。

#### （チ）積雪

積雪量については、舞鶴海洋気象台での観測記録（1947～2012年）に基づく、発電所周辺地域における最大積雪量の既往最大値は87cmである。

安全機能を有する構築物、系統および機器の積雪荷重に対する設計は、建築基準法に基づき、100cmで行っていることから、積雪により原子炉施設の安全性を損なうことはない。

なお、多雪時には、巡視点検によっても機器への影響がないことを確認している。



### 3. 1. 2. 2 外部人為事象に対する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (2) 外部人為事象に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

(偶発事象)

- 1 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、想定される偶発的な外部人為事象によって、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

(第三者の不法な接近等)

- 2 原子炉施設は、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じた設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「偶発的な外部人為事象」とは、敷地及び敷地周辺の状況をもとに選択されるものであり、飛来物（航空機落下等）、ダムの崩壊、爆発、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等をいう。

B 航空機落下については、旧原子力安全・保安院が平成14年7月30日付けで定め、平成21年6月30日付けで改正した「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について」（平成21・06・25 原院第1号）等に基づき、防護設計の要否について確認する。

C 「第三者の不法な接近等」には、敷地内の人による核物質の不法な移動や妨害破壊行為、郵便物などによる敷地外からの爆破物や有害物質の持ち込み、サイバーテロが含まれる。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、偶発事象として、飛来物（航空機落下等）、近隣工場等の火災、有毒ガス、船舶の衝突、電磁的障害等に対する考慮（【要求事項の詳細】A項）が追加されている。

また、第三者の不法な接近に対し、考慮すべき事象として、敷地内の人による核物質の不法な移動や妨害破壊行為、郵便物等による敷地外からの爆破物や有害物質の持ち込み、サイバーテロ（【要求事項の詳細】C項）が追加されている。

(偶発事象)

追加で明示された偶発的な外部人為事象に対しては、以下のとおり、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計としている。

(イ) 航空機落下

本原子炉施設への航空機の落下確率については「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の評価について（平成 21・06・25 原院第 1 号）」に基づき、評価を実施している。その結果は大飯発電所 3 号機および 4 号機とも、約  $3.7 \times 10^{-8}$  回/炉・年（「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価結果について（関原発第 289 号 平成 21 年 10 月 30 日）」における評価値）であり、防護設計の要否を判断する基準である  $10^{-7}$  回/炉・年を越えない。

したがって、航空機落下による機械的荷重を考慮する必要はない。

(ロ) 近隣工場等の火災

「原子力発電所の外部火災評価ガイド（案）」の評価対象範囲（発電所敷地外の半径 10km）には石油コンビナート施設はない。

また、航空機落下に伴う火災については、現在評価中であるが、現時点での概略評価では以下のとおりと考えている。（評価完了後に評価結果を報告予定）

「原子力発電所の外部火災評価ガイド（案）」附属書 C「原子力発電所の敷地内への航空機墜落による火災の影響評価について（案）」に基づき、安全機能を有する構築物、系統および機器を内包する原子炉施設を中心として落下確率が  $10^{-7}$  回/炉・年以上になる地点の評価（「実用発電用原子炉施設への航空機落下確率の再評価結果について（関原発第 289 号 平成 21 年 10 月 30 日）」のデータに基づく評価）を行った結果、原子炉施設から航空機落下地点までの距離は約 120m となり、有意な火災影響はない。

なお、森林等の延焼によって本原子炉施設に火災が迫る場合は森林火災の評価と同様である。

(ハ) 有毒ガス

大飯発電所の周辺には、石油化学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ないこと、可動施設についても主要な航路や幹線道路から原子力発電所は十分に離れていることから、考慮する必要はない。

## (二) 船舶の衝突

発電所の立地する若狭湾沖合約 18km に船舶航路があるが、本原子炉施設からは十分に離れている。また、発電所の取水設備が面する小浜湾側には、その衝突により発電所に影響をおよぼすような船舶の航路はない。したがって、船舶の衝突を考慮する必要はない。

## (ホ) 電磁的障害

安全機能を有する原子炉安全保護計装盤に対し、日本工業規格（JIS）や電気規格調査会標準規格（JEC）等に基づき、原子炉施設で発生する電磁干渉や無線電波干渉等により安全上重要な設備の機能が喪失しないよう、適切な性能等を有するものとしている。

## (第三者の不法な接近等)

安全機能を有する構築物、系統および機器に対する第三者の不法な接近等に対しては、これを防御するため、適切な措置を講じている。

妨害破壊行為および核物質の不法な移動に対しては、以下の措置を講じている。

- ・安全機能を有する構築物、系統および機器を含む区域を設定し、それを取り囲む物的障壁を持つ防護された区域を設けて、これらの区域への接近管理、入退域管理を徹底することとしている。
- ・探知施設を設け、警報、映像監視等、集中監視する設計としている。
- ・外部との通信設備を設ける設計としている。

また、郵便物等による敷地外からの爆破物や有害物質の持ち込みについては、持ち込み検査を行うこととしている。サイバーテロに対しては、それを未然に防止するため、下記の措置を講じた設計としている。

原子炉施設および特定核燃料物質の防護のために必要な設備または装置の操作に係る情報システムは、電気通信回線を通じて妨害行為または破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた当該情報システムに対する外部からのアクセスを遮断することとしている。

### 3. 1. 2. 3 内部発生飛来物に対する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (3) 内部発生飛来物に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される飛来物に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「原子炉施設内部で発生が想定される飛来物」とは、内部発生エネルギーの高い流体を内蔵する弁及び配管の破断、高速回転機器の破損、ガス爆発、重量機器の落下等によって発生する飛来物をいう。なお、二次的飛来物、火災、化学反応、電氣的損傷、配管の破損、機器の故障等の二次的影響も考慮するものとする。

B 内部発生飛来物の評価については、「タービンミサイル評価について(昭和52年7月20日原子力委員会原子炉安全専門審査会)」等によること。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 2. 4 内部溢水に対する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (4) 内部溢水に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉施設の安全性を損なうことのない設計であること。また、発生が想定される溢水が放射性物質を含むものである場合については、管理区域からの漏えいを防止する設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「原子炉施設内部で発生が想定される溢水」とは、原子炉施設内に設置された機器及び配管の破損（地震起因を含む）、消火系統等の作動、使用済燃料プール又は使用済燃料ピットのスロッシングにより発生する溢水をいう。

B 本規定における「原子炉施設の安全性を損なうことのない設計」とは、原子炉施設内部で発生が想定される溢水に対し、原子炉を高温停止でき、引き続き低温停止、並びに放射性物質の閉じ込め機能を維持できること、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ことをいう。使用済燃料プール又は使用済燃料ピットにおいては、プール冷却及びプールへの給水機能を維持できることをいう。

###### 【適合性確認結果】

現在評価中であるが、現時点での概略評価では以下のとおりと考えている。  
(評価完了後に評価結果を報告予定)

安全機能を有する構築物、系統および機器は、原子炉施設内部で発生が想定される溢水により、原子炉施設の安全性を損なうことはない。また、放射性物質を含む溢水が管理区域から漏えいしない。

具体的には、以下のとおりである。

(イ) 配管の想定破損により生じる溢水に対しては、配管に高い応力が発生しないようにしていることから、安全機能を有する構築物、系統および機器が溢水影響を受けて機能を損なうことはない。

(ロ) 消火水の放水による溢水に対しては、想定される消火水の放水による溢水に対し、安全機能を有する構築物、系統および機器が溢水影響を受け

て機能を損なうことはない。

(ハ) 地震に起因する機器の破損等により生じる溢水（スロッシングも含む）については、機器の耐震性能を評価しており、安全機能を有する構築物、系統および機器が溢水影響を受けて機能を損なうことはない。

また、溢水により、使用済燃料ピットの冷却機能およびピットへの給水機能を損なうことはない。

(ニ) 上記(イ)～(ハ)の事象における溢水においても、放射性物質を含む溢水が管理区域から漏えいしない。

### 3. 1. 2. 5 火災に対する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (5) 火災に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

原子炉施設は、火災により原子炉施設の安全性を損なうことのないように、火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響の軽減の各防護対策を考慮した設計であること。また、防護対策は、その破損あるいは誤動作により安全上重要な構築物、系統及び機器の安全機能を損なわない設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「火災発生防止、火災感知及び消火並びに火災の影響の軽減の各防護対策を考慮した設計」とは、別途定める規定（※）に適合した設計をいう。（（※）米国等の仕様規定を参考に原子力規制委員会において評価ガイドを策定。）

###### 【適合性確認結果】

火災防護については、原子炉施設の安全性を損なうことのないよう、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、維持する機能および放射性物質の貯蔵または閉じ込め機能を有する構築物、系統および機器に対して、火災発生防止、火災感知および消火ならびに火災の影響の軽減の各防護対策を考慮するとともに、防護対策の破損あるいは誤動作により安全上重要な構築物、系統および機器の安全機能を損なわないよう、以下のように設計上考慮している。

##### (イ) 火災発生防止

材料規格、機械的・電気的な特性、信頼性（使用実績）、保守性、放射線等の環境条件への耐性等も勘案し、不燃性または難燃性材料を使用している。

潤滑油や水素等の発火性または引火性物質を内包する機器は、漏えいを防止する構造としている。万一、潤滑油が漏えいした場合に、漏えいの拡大を防止する堰等を設けている。

電気系統については、必要に応じて、過電流継電器等の保護装置としゃ断器の組み合わせ等により、過電流による加熱、焼損を防止するとともに、必要な電気設備を接地している。

落雷や地震により火災が発生する可能性を低減するため、避雷設備を設け、安全上の重要度に応じた耐震設計を行っている。

(ロ) 火災感知および消火

原子炉の高温停止、低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する機器等を設置している区域には、火災感知設備を設置している。

電動およびディーゼル駆動の消火水ポンプや複数の消火水源を設置し、消火栓、消火器を必要な箇所に配置している。

(ハ) 火災の影響の軽減

原子炉の高温停止、低温停止を達成し、維持する機能を有する系統およびこれらの運転に必要な系統は、耐火壁や離隔により火災の影響を軽減し、単一の火災により、原子炉の高温停止、低温停止を達成し、維持する機能が失われないことを、火災影響評価で確認している。（評価完了後に評価結果を報告予定）

放射性物質を内包する系統、機器は、耐火壁によって、他と分離している。

(ニ) 防護対策の破損、誤動作により安全上重要な構築物、系統および機器の安全機能を損なわない設計

固定式消火装置の誤動作防止や消火水配管の配置やサポート設計等により、安全上重要な構築物、系統および機器の安全機能を損なわない設計としている。



### 3. 1. 2. 6 環境条件に対する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (6) 環境条件に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能が期待されているすべての環境条件に適合できる設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「その安全機能が期待されているすべての環境条件」とは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その機能が期待されている構築物、系統及び機器が、その間にさらされると考えられるすべての環境条件をいう。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 2. 7 共用に関する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (7) 共用に関する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

- 1 安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち重要度の特に高いものは、2基以上の原子炉施設間で共用又は相互接続してはならない。ただし、共用又は相互接続することにより安全性が向上する場合にあっては、その限りではない。
- 2 安全機能を有する構築物、系統及び機器が2基以上の原子炉施設間で共用又は相互接続される場合には、原子炉の安全性を損なうことのない設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

- A 「安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち重要度の特に高いもの」の対象については、「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審査指針」を踏まえて定める。
- B 「安全性が向上する場合」とは、例えば、ツインプラントにおいて運転員の融通ができるように居住性を考慮して制御室を共用した設計のように、共用対象の施設ごとに要求される技術的要件を満たしつつ、共用することにより利点が期待できるように配慮がなされている場合をいう。
- C 「共用」とは、2基以上の原子炉施設間で、同一の構築物、系統又は機器を使用することをいう。
- D 「相互接続」とは、2基以上の原子炉施設間で、系統又は機器を結合することをいう。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、安全機能を有する構築物、系統および機器のうち重要度の特に高いものに対する要求事項(【基本的要求事項】第1項)が追加されている。

安全機能を有する構築物、系統および機器のうち重要度の特に高いものについて、2基以上の原子炉施設間で共有または相互接続しているものは、中央制御室のみである。

中央制御室については、3号機、4号機で共用しているが、安全性を確保

する上で必要な制御盤は3号機、4号機で個別に設置しており、プラントの運転操作に支障をきたすものではない。一方、共用することでプラント状況の把握や運転員の融通が可能となり、事故対応能力等、安全面での利点がある。

このことから、中央制御室は共用により安全性が向上するものである。

### 3. 1. 2. 8 運転員操作に対する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (8) 運転員操作に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

原子炉施設は、運転員の誤操作を防止するための適切な措置を講じた設計であること。また、原子炉施設を構成する安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その運転が必要になる環境条件下で運転員が容易に操作できる設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

- A 本規定における「適切な措置を講じた設計」とは、人間工学上の諸因子を考慮して、盤の配置及び操作器具、弁等の操作性に留意すること、計器表示及び警報表示において原子炉施設の状態が正確かつ迅速に把握できるよう留意すること、保守点検において誤りを生じにくいよう留意することなどの措置を講じた設計であることをいう。また、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必要な安全機能が確保される設計であることをいう。
- B 「運転員が容易に操作できる設計」とは、当該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（たとえば、余震等）と、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、運転員が容易に設備を運転できる設計であることをいう。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、施設で想定される異常状態下においても、運転員が容易に設備を運転できる設計とすること（【基本的要求事項】）が、追加されている。

異常状態下（運転中の異常な過渡変化時および設計基準事故時）に操作が必要となる設備については、中央制御室から操作可能となっている。中央制御室は、制御建屋（耐震Sクラス）E.L.+21.8mに設置されており、放射線防護措置（遮へい、換気空調）、火災防護措置（消火設備の設置等）を講じており、異常状態下においても操作可能である。

### 3. 1. 2. 9 信頼性に関する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (9) 信頼性に関する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

- 1 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得る設計であること。
- 2 重要度の特に高い安全機能を有する系統についてはその系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。
- 3 このため、前項の系統は、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性及び独立性を備えた設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

- A 「安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性」及び「重要度の特に高い安全機能を有する系統」については、別に「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審査指針」を踏まえて定める。
- B 「単一故障」は、動的機器の単一故障と静的機器の単一故障に分けられる。重要度の特に高い安全機能を有する系統は、短期間では動的機器の単一故障を仮定しても、長期間では動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定しても、所定の安全機能を達成できるように設計されていることが必要である。
- C 短期間と長期間の境界は 24 時間を基本とし、運転モードの切り替えを行う場合はその時点を短期間と長期間の境界とする。例えば運転モードの切り替えとして、加圧水型軽水炉の非常用炉心冷却系及び格納容器熱除去系の注入モードから再循環モードへの切り替えがある。
- D 上記の動的機器の単一故障又は想定される静的機器の単一故障のいずれかを仮定すべき長期間の安全機能の評価に当たっては、想定される最も過酷な条件下においても、その単一故障が安全上支障のない期間に除去又は修復できることが確実であれば、その単一故障を仮定しなくてよい。
- E 単一故障の発生の可能性が極めて小さいことが合理的に説明できる場合、あるいは、単一故障を仮定することで系統の機能が失われる場合であっても、他の系統を用いて、その機能を代替できることが安全解析等により確認できれば、当該機器に対する多重性の要求は適用しない。

### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はないが、重要度の特に高い安全機能を有する系統を構成する機器のうち、設計基準事故時の長期間において機能が要求される静的機器に対する単一故障の仮定の適用に関する考え方が【要求事項の詳細】で明確にされた。

重要度の特に高い安全機能を有する系統を構成する機器で設計基準事故が発生した場合に長期間にわたって機能が要求されるもののうち、以下の静的機器については、単一設計を採用している。

- ・アニュラス空気浄化系統ダクトの一部
- ・格納容器スプレイリング

これらの機器については、その故障の発生確率が十分低いことから、【要求事項の詳細】E項の多重性の要求を適用しない条件を満たしている。

### 3. 1. 2. 10 試験等可能性に関する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (10) 試験等可能性に関する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

安全機能を有する構築物、系統及び機器は、それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子炉の運転中又は停止中に試験又は検査（以下、「試験等」という。）ができる設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「適切な方法」とは、実系統を用いた試験又は検査が不適当な場合には、試験用のバイパス系を用いることなどを許容することを意味する。

B 「試験等」については、次の各号によること。

(a) 原子炉の運転中に待機状態にある安全機能を有する構築物、系統及び機器は、運転中に定期的に試験等（「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」（通商産業省令第 62 号（原子力規制委員会規則に改訂予定）に規定される試験を含む。））ができること。ただし、運転中の試験等によって原子炉の運転に大きな影響を及ぼす場合は、この限りでない。また、多重性又は多様性を備えた系統及び機器にあつては、各々が独立して試験等ができること。

(b) 運転中における安全保護系の各チャンネルの機能確認試験にあつては、その実施中においても、その機能自体が維持されていると同時に、原子炉停止系、非常用炉心冷却系等の不必要な動作が発生しないことをいう。

(c) 原子炉の停止中に定期的に行う試験等は、原子炉等規制法関係法令に規定される試験を含む。

C 下表の左欄に掲げる施設に対しては右欄に示す要求事項を満たさなければならない。

構築物、系統及び機器	要求事項
反応度制御系及び原子炉停止系	試験のできる設計であること
原子炉冷却材圧力バウンダリ	原子炉の供用期間中に試験及び検査ができる設計であること
残留熱を除去する系統	試験のできる設計であること

非常用炉心冷却系	定期的に試験及び検査できるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、独立に各系の試験及び検査ができる設計であること
最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統	試験のできる設計であること
原子炉格納容器	定期的に、所定の圧力により原子炉格納容器全体の漏えい率測定ができる設計であること 電線、配管等の貫通部及び出入口の重要な部分の漏えい試験ができること
原子炉格納容器隔離弁	原子炉格納容器隔離弁は、定期的な動作試験が可能であり、かつ、重要な弁については、漏えい試験ができること
原子炉格納容器熱除去系	試験のできる設計であること
格納施設雰囲気制御する系統	試験のできる設計であること
安全保護系	原則として原子炉の運転中に、定期的に試験ができるとともに、その健全性及び多重性の維持を確認するため、各チャンネルが独立に試験できる設計であること
電気系統	重要度の高い安全機能に関連する電気系統は、系統の重要な部分の適切な定期的試験及び検査が可能な設計であること
燃料の貯蔵設備及び取扱設備	安全機能を有する構築物、系統及び機器は、適切な定期的試験及び検査ができること

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。



### 3. 1. 2. 1 1 通信連絡設備等に関する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (1 1) 通信連絡設備等に関する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設は、設計基準事故時に原子力発電所内に居るすべての人に対する確に指示ができるよう、警報系及び通信連絡設備を備えなければならない。
- 2 所外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は、専用であって多様性を備えた設計であること。
- 3 所内必要箇所間の通信連絡設備は、多様性を備えた設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

- A 「通信連絡設備」とは、制御室等から建屋内外各所の者への操作、作業、退避の指示等の連絡又は所外必要箇所への事故の発生等に係る連絡を音声により行うことができる設備をいう。
- B 「データ伝送設備」とは、所内（制御室等）から所外の緊急時対策支援システム（ERSS）等へ必要なデータを伝送できる設備をいう。
- C 「通信回線は、専用であって多様性を備えた設計」とは、衛星専用 IP 電話など、原子炉設置者が独自に構築する専用の通信回線又は電気通信事業者が提供する特定顧客専用の通信回線など、輻輳等による制限を受けることなく使用できる回線であるとともに通信方式の多様性（例えばケーブル、無線）を備えた回線にて構成された設計をいう。
- D 通信連絡設備等については、非常用所内電源系又は無停電電源に接続し、外部電源が期待できない場合でも動作可能な設計でなければならない。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、所外必要箇所への専用であって多様性を備えた通信回線の設置（【基本的要求事項】第 2 項）、所内必要箇所間の多様性を備えた通信連絡設備の設置（【基本的要求事項】第 3 項）、通信連絡設備等への無停電電源等への接続（【要求事項の詳細】D 項）が追加されている。

所外必要箇所への通信連絡設備に用いる通信回線は、以下の構成となっており専用で多様性を備えた回線としている。

- ・本店、原子力事業本部およびその他必要箇所との連絡用として、原子

炉設置者が構築する電力保安通信用回線（有線系（光ファイバー）回線、衛星系回線、多重無線系回線）を設置している。

- ・国、オフサイトセンターおよび関係自治体との連絡用として、通信事業者が提供する統合原子力防災ネットワーク専用回線（有線系回線および衛星系回線（6月末設置予定））を設置している。
- ・また、これらとは別に、通信事業者が提供する回線とそれに接続する災害優先加入電話（固定式、携帯型）も設置している。

所外必要箇所へのデータ伝送設備（SPDS）に用いる通信回線についても、以下のとおり専用であって多様性を備えた回線としている。

- ・国、関係自治体および社内関係箇所とのデータ通信用として、原子炉設置者が構築する電力保安通信用回線（有線系（光ファイバー）回線および多重無線系回線（6月末設置予定））からなる専用回線を設置している。

また、所内必要箇所間の通信連絡設備として、設計基準事故時に活用する運転指令設備に加え、社内電話（固定式、携帯式）を設け、多様性を備えた設備としている。

これらの所内外必要箇所への通信連絡設備等は、非常用所内電源系または無停電電源に接続されており、外部電源が期待できない場合でも動作可能である。

### 3. 1. 2. 1 2 避難通路等に関する設計上の考慮

#### 2. 原子炉施設の共通の技術要件

##### (1 2) 避難通路等に関する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設は、通常の照明用電源喪失時においても機能する避難用の照明を設備し、単純、明確かつ永続的な標識を付けた安全避難通路を有する設計であること。
- 2 原子炉施設は、避難用の照明とは別に、事故対策のための現場作業が生じた場合に、作業が可能となるように照明及び専用の電源を設備すること。

###### 【要求事項の詳細】

- A 「事故対策のための現場作業が生じた場合に、作業が可能となるように照明及び専用の電源を設備する」とは、昼夜、場所を問わず、原子炉施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に照明を設備できるものでなければならない。なお、現場作業の緊急性との関連において、仮設照明の準備に時間的猶予がある場合には、仮設照明（可搬式）による対応を考慮してもよい。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、事故対策のため作業用照明およびそれに対する専用の電源の設置（【基本的要求事項】第2項）が追加されている。

事故対策のための作業用照明として、避難用の照明とは別に、可搬式の仮設照明である蓄電池を内蔵した懐中電灯と移動式照明装置（ポータブル照明）を保有している。これらの可搬式の仮設照明は、現場作業の対応要員が速やかに移動でき、また、それを所持し迅速に対応ができるよう中央制御室等、発電所内に保管している。

### 3. 1. 3 原子炉施設における個別の系統

#### 3. 1. 3. 1 炉心等

##### 3. 原子炉施設における個別の系統

###### (1) 炉心等

###### 【基本的要求事項】

###### (炉心)

- 1 炉心は、それに関連する原子炉冷却系、原子炉停止系、反応度制御系、計測制御系及び安全保護系の機能とあいまって、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることのない設計であること。
- 2 炉心を構成する燃料棒以外の構成要素及び原子炉压力容器内で炉心近辺に位置する構成要素は、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の安全停止及び炉心の冷却を確保し得る設計であること。

###### (燃料)

- 3 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中に生じ得る因子を考慮しても、その健全性を失うことがない設計であること。
- 4 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に過度の変形を生じない設計であること。

###### (原子炉の特性)

- 5 炉心及びそれに関連する系統は、固有の出力抑制特性を有し、また、出力振動が生じてもそれを容易に制御できる設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

###### (炉心)

- A 燃料の許容設計限界の設定は、燃料ペレットの最高温度、燃料被覆管の最高温度、最大熱流束、最小限界熱流束比、最小限界出力比、燃料ペレットの最大エンタルピ、燃料被覆管の最大変形量、最大線出力密度 (BWR) 等が判断の基礎となる。
- B 具体的な評価は「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」(昭和 59 年 1 月 19 日原子力安全委員会決定、平成 2 年 8 月 30 日一部改訂) 等による。

###### (燃料)

- C 「生じ得る因子」とは、燃料棒の内外圧差、燃料棒及び他の材料の照射、負荷の変化により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的・動的荷

重、燃料ペレットの変形、燃料棒内封入ガスの組成の変化等をいう。

D 「健全性を失うことがない設計」とは、所要の運転期間において、通常運転時、運転時の異常な過度変化時に、燃料被覆管の閉じ込め機能、燃料集合体の制御棒挿入性及び冷却可能な形状が確保される設計であることをいう。

E 具体的な評価は「発電用軽水型原子炉の燃料設計手法について」（昭和63年5月12日原子力安全委員会了承）等による。

(原子炉特性)

F 「固有の出力抑制特性を有し」とは、予想されるすべての運転範囲において、原子炉出力の過渡的变化に対し、燃料の損傷を防止又は緩和するため、ドップラ係数、減速材温度係数、減速材ボイド係数、圧力係数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持つことをいう。

G 「出力振動が生じてもそれを容易に制御できる」とは、燃料の許容設計限界を超える状態に至らないよう十分な減衰特性を持つか、あるいは出力振動を制御し得ることをいう。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 2 反応度制御系および原子炉停止系

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (2) 反応度制御系及び原子炉停止系

###### 【基本的要求事項】

###### (反応度制御系)

- 1 反応度制御系は、通常運転時に生じることが予想される反応度変化を調整し、安定した運転状態に維持し得る設計であること。
- 2 制御棒の最大反応度価値及び反応度添加率は、想定される反応度投入事象に対して原子炉冷却材圧力バウンダリを破損せず、また、炉心冷却を損なうような炉心、炉心支持構造物及び原子炉压力容器内部構造物の破壊を生じない設計であること。
- 3 反応度制御系は、高温待機状態又は高温運転状態から、炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態で臨界未満を維持できる少なくとも二つの独立した系を有する設計であること。
- 4 反応度制御系に含まれる独立した系のうち少なくとも一つは、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界を超えることなく、高温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、高温状態において過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、臨界未満を維持できる設計であること。
- 5 反応度制御系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる設計であること。
- 6 設計基準事故時において、反応度制御系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満にでき、また、反応度制御系に含まれる独立した系の少なくとも一つは、炉心を臨界未満に維持できる設計であること。

###### (原子炉停止系)

- 7 制御棒による原子炉停止系は、高温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、炉心を臨界未満にできる設計であること。また、低温状態において、反応度価値の最も大きい制御棒一本（同一の水圧制御ユニットに属する制御棒にあっては一組）が完全に炉心の外に引き抜かれ、挿入できないときでも、必要に応じて反応度制御系と相まって炉心を臨界未満にできる設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

**【要求事項の詳細】**

- A 「制御棒の最大反応度価値」の評価に当たっては、原子炉の運転状態との関係で、制御棒の挿入の程度及び配置状態を制限するなど、反応度価値を制限する装置が設けられている場合には、その効果を考慮してもよい。
- B 「想定される反応度投入事象」とは、原子炉に反応度が異常に投入される事象をいい、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」及び「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」において定めるところによる。
- C 「高温状態で臨界未満を維持できる」とは、過渡状態が収束した後、キセノン崩壊により反応度が添加されるまでの期間、臨界未満を維持することをいい、さらにそれ以降の長期の臨界未満の維持は、他の系統の作動を期待してよいことをいう。
- D 「低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつ、低温状態で臨界未満を維持できる」とは、高温臨界未満の状態からキセノン崩壊及び原子炉冷却材温度変化による反応度添加を補償しつつ、低温未臨界状態を達成し、かつ、維持することをいう。
- E 現在軽水炉で採用されている制御棒による系及び可溶性毒物による系（沸騰水型軽水炉におけるほう酸注入系、加圧水型軽水炉における化学体積制御設備のほう酸注入系）は、その性能からみて第3項を満足する反応度制御系とみなすことができる。
- F 設計基準事故時における反応度制御系の能力について、原子炉の停止能力を備えた系統の作動が期待できる場合には、その寄与を考慮してよい。例えば、加圧水型軽水炉の主蒸気管破断時において反応度制御系が非常用炉心冷却系とあいまって、炉心を臨界未満にでき、かつ、炉心を臨界未満に維持できる場合である。
- G 原子炉停止系及び反応度制御系それぞれに含まれる設備として、加圧水型軽水炉では制御棒及び化学体積制御系はいずれも反応度制御系及び原子炉停止系に含まれ、沸騰水型軽水炉では制御棒及びほう酸注入系はいずれも反応度制御系及び原子炉停止系に含まれ、原子炉再循環流量制御系は反応度制御系に含まれる。

**【適合性確認結果】**

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審

査指針」の要求内容からの変更はない。



### 3. 1. 3. 3 原子炉冷却材圧力バウンダリ

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (3) 原子炉冷却材圧力バウンダリ

###### 【基本的要求事項】

- 1 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その健全性を確保できる設計であること。
- 2 原子炉冷却材系に接続する配管系は、原則として隔離弁を設けた設計であること。
- 3 原子炉冷却材圧力バウンダリは、通常運転時、補修時、試験時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。
- 4 原子炉冷却材圧力バウンダリから原子炉冷却材の漏えいがあった場合、その漏えいを速やかに、かつ、確実に検出できる設計であること。  
※試験可能性は、共通事項で整理。

###### 【要求事項の詳細】

A 原子炉冷却材圧力バウンダリは、次の範囲の機器及び配管をいう。

- (a) 原子炉圧力容器及びその付属物（本体に直接付けられるもの、制御棒駆動機構ハウジング等）
- (b) 原子炉冷却材系を構成する機器及び配管。ただし、加圧水型軽水炉においては 1 次冷却材ポンプ、蒸気発生器の水室・管板・管、加圧器、1 次冷却系配管、弁等をいい、また、沸騰水型軽水炉においては、主蒸気管及び給水管のうち原子炉側からみて第 2 隔離弁を含むまでの範囲とする。
- (c) 接続配管
  - i) 通常時開、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第 2 隔離弁を含むまでの範囲とする。
  - ii) 通常時又は事故時に開となるおそれのある通常時閉、事故時閉となる弁を有するものは、原子炉側からみて、第 2 隔離弁を含むまでの範囲とする。
  - iii) 通常時閉、事故時開となる弁を有するもののうち、ii) 以外のものは、原子炉側からみて、第 1 隔離弁を含むまでの範囲とする。
  - iv) 通常時閉、原子炉冷却材喪失時開となる弁を有する非常用炉心冷却系等も i) に準ずる。
  - v) 上記において「隔離弁」とは、自動隔離弁、逆止弁、通常時ロックさ

れた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。

- B 「健全性を確保できる設計」とは、原子炉停止系、原子炉冷却系、計測制御系、安全保護系、安全弁等の機能によって、原子炉冷却材圧力バウンダリの急冷・急熱及び異常な圧力上昇を抑制し、原子炉冷却材圧力バウンダリ自体は、その遭遇する温度変化及び圧力に対して十分耐え、異常な原子炉冷却材の漏えい又は破損の発生する可能性が極めて小さくなるよう考慮された設計をいう。
- C 「原則として隔離弁を設けた設計」とは、原子炉冷却材系に接続され、その一部が原子炉冷却材圧力バウンダリを形成する配管系に関しては、原子炉冷却材圧力バウンダリとならない部分からの異常な漏えいが生じた場合において、原子炉冷却材の喪失を停止させるため、配管系の通常運転時の状態及び使用目的を考慮し、適切な隔離弁を設けた設計をいう。また、ここでいう「原則として」とは、原子炉の安全上重要な計測又はサンプリング等を行う配管であって、その配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないもの、加圧防護の機能を持つ安全弁を設置するためのものについては、隔離弁を設けないことをいう。
- D 具体的な評価は「発電用軽水型原子炉施設の反応度投入事象に関する評価指針」（昭和59年1月19日原子力安全委員会決定、平成2年8月30日一部改訂）等による。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求事項に対し、原子炉冷却材圧力バウンダリの範囲が変更となっている。具体的には、接続配管のうち、通常時または事故時に開となる恐れのある通常時閉、事故時閉となる弁を有するものに対し、原子炉側からみて第1隔離弁までの範囲から、第2隔離弁を含むまでの範囲に拡大されている（【要求事項の詳細】A項(c)ii)）。

接続配管の内、通常時または事故時に開となる恐れのある通常時閉、事故時閉となる弁を有するものとしては、余熱除去系統入口ラインがある。本ラインについては、原子炉の起動・停止時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの圧力・温度が余熱除去ポンプを使用できる程度に低い期間に第1隔離弁および第2隔離弁を開放することから、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの範囲が原子炉冷却材圧力バウンダリとして拡大されることになる。当該範囲については、以下のとおり従来の原子炉冷却材圧力バウンダリと同等の耐圧強度・材料であることから、第2隔離弁までを原子炉冷却材圧力バウ

ンダリとしても新規制基準の要求内容は満足している。

(余熱除去系統入口ラインについて)

大飯発電所3,4号機の余熱除去系統入口ラインについては、第1隔離弁から第2隔離弁を含むまでの配管・弁は、以下のとおり、原子炉冷却材圧力バウンダリ内の系統の仕様（最高使用圧力、最高使用温度）と同じ仕様としており、かつ、保安規定に基づく漏えい監視等で健全性を確認している。

なお、第1隔離弁については、原子炉冷却材圧力が高い場合には開放しないようインターロックを設けている。

表1 余熱除去系統入口ラインの配管・弁の仕様

	第1隔離弁上流の配管	第1隔離弁	第1隔離弁から第2隔離弁間の配管	第2隔離弁
最高使用圧力	17.16MPa	同左	同左	同左
最高使用温度	343℃	同左	同左	同左
材料 (呼び厚さ)	SUS316TP (Sch160)	SCS14A	SUS316TP (Sch160)	SCS14A SUSF316

### 3. 1. 3. 4 原子炉冷却系

#### 3. 1. 3. 4. 1 原子炉冷却材補給系

##### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (4) 原子炉冷却系

##### ①原子炉冷却材補給系

##### 【基本的要求事項】

原子炉冷却材補給系は、原子炉冷却材の小規模の漏えいが生じた場合においても、原子炉冷却材の保有量を回復できるように、適切な流量で給水できる能力を有する設計であること。

##### 【要求事項の詳細】

A 「原子炉冷却材補給系」とは、原子炉冷却材系へ原子炉冷却材を補給する系統（沸騰水型軽水炉における制御棒駆動水圧系及び原子炉隔離時冷却系（給水系を除く。）、加圧水型軽水炉における充てんポンプによって補給する系統）をいう。

B 「原子炉冷却材の小規模の漏えい」とは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する弁、ポンプ等のシール部及び原子炉冷却材圧力バウンダリの小亀裂等からの原子炉冷却材の漏えいをいう。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 4. 2 残留熱を除去する系統

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (4) 原子炉冷却系

##### ②残留熱を除去する系統

##### 【基本的要求事項】

- 1 残留熱を除去する系統は、原子炉の停止時に、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えないように、炉心からの核分裂生成物の崩壊熱及びその他の残留熱を除去できる機能を有する設計であること。
- 2 残留熱を除去する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。  
※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「残留熱を除去する系統」とは、主復水器による熱除去ができない場合にも残留熱を除去できるように設けられる系統（沸騰水型軽水炉における原子炉隔離時冷却系、残留熱除去系、高圧炉心スプレイ系、自動減圧系等、加圧水型軽水炉における蒸気発生器、主蒸気逃がし弁、主蒸気安全弁、補助給水設備、余熱除去設備等）をいう。また、これに関連し、原子炉冷却材系を減圧する系統として、沸騰水型軽水炉では主蒸気逃がし安全弁、加圧水型軽水炉では加圧器逃がし弁等がある。
- B 「その他の残留熱」とは、通常運転中に炉心、原子炉冷却材系等の構成材、原子炉冷却材及び二次冷却材（加圧水型軽水炉の場合）に蓄積された熱をいう。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 4. 3 非常用炉心冷却系

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (4) 原子炉冷却系

##### ③非常用炉心冷却系

#### 【基本的要求事項】

- 1 非常用炉心冷却系は、想定される配管破断等による原子炉冷却材喪失に対して、燃料の重大な損傷を防止でき、かつ、燃料被覆の金属と水との反応を十分小さな量に制限できる設計であること。
- 2 非常用炉心冷却系は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

#### 【要求事項の詳細】

- A 具体的な評価は「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）等による。
- B 「想定される配管破断」とは、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」で定義される「想定冷却材喪失事故」を指す。
- C 「配管破断等」とは、例えば逃がし弁の開固着のように、物理的破断は発生しないものの原子炉冷却材喪失を生じさせる事象を含むことを意味する。
- D 「十分小さな量」の判断については、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」による。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 4. 4 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (4) 原子炉冷却系

##### ④最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統

##### 【基本的要求事項】

- 1 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器において発生又は蓄積された熱を最終的な熱の逃がし場に輸送できる設計であること。
- 2 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。
- 3 最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統は、基準津波、溢水、外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計とすること。  
※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「最終的な熱の逃がし場」とは、海、河、池、湖又は大気をいう。
- B 「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統」とは、非常用炉心冷却系、残留熱を除去する系統等から最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統（原子炉補機冷却設備、原子炉補機冷却海水設備等）をいう。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求事項に対し、基準津波、溢水、外部人為事象に対して物理的防護を考慮した設計であること（【基本的要求事項】の第3項）が追加されている。

最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統である原子炉補機冷却水設備および原子炉補機冷却海水設備は、以下のとおり、基準津波、溢水、外部人為事象に対して物理的防護を考慮している。

##### (イ) 基準津波

原子炉補機冷却水設備の設置されている建屋は、T.P. +9.7m の敷地に設置されており、基準津波による設計津波高さ（1,2号機海水ポンプ室前面 T.P. +2.85m）より十分高く、浸水することはない。

原子炉補機冷却海水設備については、3,4号機海水ポンプ前面の基準

津波による設計津波高さ T.P. +2.54m に対し、海水ポンプの機能維持水位（電動機据付レベル）は T.P. +4.65m であるため、安全機能に影響する恐れはない。水位変動については、基準津波による設計津波高さ（3,4号機海水ポンプ室前面 T.P. -1.84m）に対して、海水ポンプの機能維持水位は T.P. -2.62m であるため、冷却に必要な海水が確保できる。

（ロ）内部溢水

3. 1. 2. 4 項に示すとおり、原子炉補機冷却水設備については、原子炉施設内部で想定される溢水に対し、原子炉補機冷却水ポンプ、原子炉補機冷却水冷却器の安全性を損なうことのないようにしている。

原子炉補機冷却海水設備については、屋外に設置されているため、内部溢水による影響はない。

（ハ）外部人為事象

3. 1. 2. 2 項に示すとおり、安全機能を有する構築物、系統および機器は、想定される偶発的な外部人為事象によって、原子炉施設の安全性を損なうことのないようにしている。また、第三者の不法な接近等に対し、これを防御するため、適切な措置を講じている。



### 3. 1. 3. 4. 5 蒸気タービン設備

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (4) 原子炉冷却系

##### ⑤蒸気タービン設備

#### 【基本的要求事項】

- 1 蒸気タービン及びその付属設備は、原子炉施設の安全性に影響を与えない設計であること。
- 2 蒸気タービン及びその付属設備は、タービン設備の損傷により原子炉施設の安全性に影響を与えることを防止するために、蒸気タービン及びその付属施設の状態を監視できる設計であること。  
(※電気事業法との一元化により、新たに基準を設ける必要がある設備)

#### 【要求事項の詳細】

- A 本規定における「原子炉施設の安全性に影響を与えない設計」とは、想定される環境条件において材料に及ぼす化学的及び物理的影響に対し、耐性を有する材料が用いられ、かつ、蒸気タービンの振動対策及び過速度対策を含み、十分な構造強度を有するとともに、その破損時においても原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の電気事業法に基づく要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 5 原子炉格納施設

#### 3. 1. 3. 5. 1 原子炉格納施設

##### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (5) 原子炉格納施設

##### ①原子炉格納施設

##### 【基本的要求事項】

(原子炉格納容器の機能)

1 原子炉格納容器は、想定される事象に対し、その事象に起因する荷重（圧力、温度、動荷重）及び適切な地震荷重に耐え、かつ、適切に作動する隔離機能とあいまって所定の漏えいを超えることがない設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

(原子炉格納容器バウンダリの破壊防止)

2 原子炉格納容器バウンダリは、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、脆性的挙動を示さず、かつ、急速な伝播型破断を生じない設計であること。

(原子炉格納容器の隔離機能)

3 原子炉格納容器壁を貫通する配管系は、原子炉の安全上重要な計測又はサンプリングを行う配管、制御棒駆動機構用水圧管等の配管であってその配管を通じての漏えいが十分許容される程度に少ないものを除き、原子炉格納容器隔離弁を設けた設計であること。

4 主要な配管系に設ける原子炉格納容器隔離弁は、事故の収束に必要な系統の配管系を除き、設計基準事故時に隔離機能の確保が必要となる事態に際して、自動的、かつ、確実に閉止される機能を有する設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

(原子炉格納容器隔離弁)

5 原子炉格納容器隔離弁は、原子炉格納容器に接近して設けた設計であること。

6 原子炉格納容器隔離弁の設置は、次の設計であること。

一 原子炉格納容器の内側において開口しているか又は原子炉冷却材圧力バウンダリに連絡している配管系のうち、原子炉格納容器の外側で閉じていない配管系については、原子炉格納容器の内側に一個及び外側に一個とすること。ただし、物理的あるいは環境条件から隔離弁の設置が困難な場合等、その妥当性が示される場合には、外

側に二個の原子炉格納容器隔離弁を設けてもよい。

二 前号の配管系以外の配管系のうち、原子炉格納容器の内側又は外側において閉じている配管系については、原子炉格納容器の外側に一個とすること。ただし、その妥当性が示される場合には、内側に一個としても良い。

三 前一、二によらず、圧力開放板を設ける配管にあつては、その妥当性が示される場合には、圧力開放板に加え、原子炉格納容器の内側または外側に通常時閉の一個の隔離弁を設けることとしてもよい。

四 原子炉格納容器隔離弁は、閉止後駆動動力源の喪失によっても隔離機能が喪失することがないこと。

#### 【要求事項の詳細】

A 「想定される事象」とは、原子炉格納容器の設計の妥当性について判断するための想定事象をいい、原子炉格納容器の機能の確保に障害となる圧力・温度の上昇、動荷重の発生、可燃性ガスの発生及び放射性物質の濃度について評価した結果が、それぞれの判断基準に対し最も厳しくなる事象をいう。具体的には、「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日原子力安全委員会決定、平成13年3月29日一部改訂）に定める。

B 「原子炉格納容器隔離弁」とは、自動隔離弁（設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁を含む。）、通常ロックされた閉止弁及び遠隔操作閉止弁をいう。上記でいう「設計基準事故時に十分な隔離機能を発揮するように配慮された逆止弁」とは、原子炉格納容器壁を貫通する当該系統に、原子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逆圧がすべて喪失した条件においても、必要な隔離機能が重力等によって維持されるように設計された逆止弁をいう。

C 「主要な配管系」とは、原子炉格納容器隔離弁を設けなければならない配管系のうち、高温運転時に原子炉格納容器隔離弁が閉止されているように設計された配管系を除き、通常運転状態のまま放置すれば原子炉格納容器からの許容されない漏えいの原因となるおそれのある配管系をいう。

D 「自動的、かつ、確実に閉止される機能」とは、安全保護系からの原子炉格納容器隔離信号等により自動的に閉止され、かつ、原子炉格納

容器隔離弁以外の隔離障壁とあいまって、単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても原子炉格納容器からの放射性物質の漏えいを低減し得ることをいう。

E 「事故の収束に必要な系統の配管系を除き」とは、非常用炉心冷却系の配管等、その系統に期待される安全機能を阻害しないために、自動隔離信号によって閉止することを要しないことをいう。ただし、その場合であっても、それらの配管系により、原子炉格納容器の隔離機能が失われてはならない。

F なお、自動的に閉止される原子炉格納容器隔離弁も事故後の必要な処置のため隔離解除が考慮されていなければならない。

G 「原子炉格納容器の外側で閉じていない配管系」とは、設計基準事故時の配管系の状態を考慮し、隔離されない場合、原子炉格納容器内雰囲気から外部への放射性物質の許容されない放出の経路となるものをいう。

H 「圧力開放板」の設置は、別途設置される重大事故緩和設備の安全機能に影響を与えないことが示される場合に限り設置できるものとし、その場合、格納容器設計圧力を下回る設定圧で圧力開放板を開放させてもよい。

I 具体的な評価は「BWR. MARK II型格納容器圧力抑制系に加わる動荷重の評価指針」（昭和56年7月20日原子力安全委員会決定、平成2年8月30日一部改訂）等による。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

3. 1. 3. 5. 2 原子炉格納容器熱除去系、格納施設雰囲気制御する系統

3. 原子炉施設における個別の系統

(5) 原子炉格納施設

②原子炉格納容器熱除去系、格納施設雰囲気制御する系統

【基本的要求事項】

(原子炉格納容器熱除去系)

1 原子炉格納容器熱除去系は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して放出されるエネルギーによって生じる原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために十分な機能を有する設計であること。

2 原子炉格納容器熱除去系は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

(格納施設雰囲気制御する系統)

3 格納施設雰囲気浄化系は、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して環境に放出される放射性物質の濃度を減少させる機能を有する設計であること。

4 可燃性ガス濃度制御系は、格納施設の健全性を維持するため、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、その事象に起因して原子炉格納容器内に存在する水素又は酸素の濃度を抑制することができる機能を有する設計であること。

5 格納施設雰囲気制御する系統は、その系統を構成する機器の単一故障の仮定に加え、外部電源が利用できない場合においても、その系統の安全機能が達成できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

【要求事項の詳細】

A 「原子炉格納容器熱除去系」とは、原子炉格納容器設計用の想定事象に対し、原子炉格納容器内の圧力及び温度を十分に低下させ得る機能を有するもので、例えば、原子炉格納容器スプレイ系及びその熱除去系をいう。

B 「格納施設雰囲気制御する系統」とは、格納施設雰囲気浄化系及び可燃性ガス濃度制御系をいう。

- C 「格納施設雰囲気浄化系」とは、沸騰水型軽水炉においては、非常用ガス処理系、非常用再循環ガス処理系、原子炉格納容器スプレイ系等を、加圧水型軽水炉においては、アニュラス空気再循環設備、原子炉格納容器スプレイ系等をいう。
- D 「水素又は酸素の濃度を抑制する」とは、原子炉格納容器の内部を不活性な雰囲気を保つこと、又は必要な場合再結合等により水素若しくは酸素の濃度を燃焼限界以下に抑制することをいう。

**【適合性確認結果】**

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 6 計測制御系

#### 3. 1. 3. 6. 1 計測制御系

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (6) 計測制御系

##### ①計測制御系

##### 【基本的要求事項】

- 1 計測制御系は、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における次の各号に掲げる事項を満たす設計であること。
  - 一 炉心、原子炉冷却材圧力バウンダリ、原子炉格納容器バウンダリ及びそれらに関連する系統の健全性を確保するために必要なパラメータは、想定される変動範囲内で維持制御できること。
  - 二 前号のパラメータについては、必要な対策が講じ得るように想定される変動範囲内での監視が可能であること。
- 2 計測制御系は、設計基準事故時において、次の各号に掲げる事項を満たす設計であること。
  - 一 事故の状態を把握し対策を講じるために必要なパラメータを、事故時に想定される環境において十分な範囲及び期間にわたり監視できること
  - 二 このうち、原子炉の停止状態及び炉心の冷却状態に関するものは、2種類以上のパラメータにより監視又は推定できること。
  - 三 必要なパラメータについては、記録及び保存が確実になされるものであること。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「健全性を確保するために必要なパラメータ」とは、炉心の中性子束、中性子束分布、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力・温度・流量、原子炉冷却材の水質、原子炉格納容器内の圧力・温度・雰囲気ガス濃度等をいう。
- B 「事故の状態を把握し対策を講じるために必要なパラメータ」とは、原子炉格納容器内雰囲気系の圧力、温度、水素ガス濃度、放射性物質濃度等をいう。
- C 第2項第三号における「必要なパラメータ」とは、安全確保上最も重要な原子炉停止系、炉心冷却、及び放射能閉じ込めの三つの機能の状況を監視するのに必要な炉心の中性子束、原子炉水位、原子炉冷却材系の圧力・温度等をいう。

- D 「記録及び保存」とは、事象の経過後において、上記の「必要なパラメータ」が参照可能であることをいう。
- E 設計基準事故時における計測制御系について「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和 56 年 7 月 23 日原子力安全委員会決定、平成 18 年 9 月 19 日一部改訂）に定めるところによる。

**【適合性確認結果】**

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。



### 3. 1. 3. 6. 2 安全保護系

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (6) 計測制御系

##### ②安全保護系

##### 【基本的要求事項】

- 1 安全保護系は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その系統を構成する機器若しくはチャンネルについて使用状態からの単一の取り外しを行った場合においても、その安全保護機能を失わないように、多重性を備えた設計であること。
- 2 安全保護系は、通常運転時、保守時、試験時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、その安全保護機能を失わないように、その系統を構成するチャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間の独立性を考慮した設計であること。
- 3 安全保護系は、運転時の異常な過渡変化時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統の作動を自動的に開始させ、燃料の許容設計限界を超えないように考慮した設計であること。
- 4 安全保護系は、設計基準事故時に、その異常な状態を検知し、原子炉停止系及び必要な工学的安全施設を含む適切な系統の作動を自動的に開始させる設計であること。
- 5 安全保護系は、駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況が生じた場合においても、最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く設計であること。
- 6 安全保護系は、外部ネットワークからの侵入防止などサイバーセキュリティが考慮された設計であること。
- 7 安全保護系は、計測制御系と部分的に共用する場合には、計測制御系の影響により安全保護系の機能を失わないように、計測制御系から機能的に分離された設計であること。

※試験可能性は、共通事項で整理。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「チャンネル」とは、安全保護動作に必要な単一の信号を発生させるために必要な構成要素（抵抗器、コンデンサ、トランジスタ、スイッチ、導線等）及びモジュール（内部連絡された構成要素の集合体）の配列であって、検出器から論理回路入口までをいう。
- B 「チャンネル相互を分離し」とは、一方のチャンネルにおいて不利な

条件が発生した場合において、他方のチャンネルも同種の不利な条件が発生しないこと、又はその安全機能が阻害されるような影響を受けないようになっていることをいう。

C 安全保護系の運転時の異常な過渡変化時の機能の具体例としては、原子炉の過出力状態や出力の急激な上昇を防止するために、異常な状態を検知し、原子炉停止系を含む適切な系統を作動させ、緊急停止の動作を開始させることなどをいう。

D 「駆動源の喪失、系統の遮断及びその他の不利な状況」とは、電力若しくは計装用空気の喪失又は何らかの原因により安全保護系の論理回路が遮断されるなどの状況をいう。なお、不利な状況には、環境条件も含むが、どのような状況を考慮するかは、個々の設計に応じて判断する。

E 「最終的に原子炉施設が安全な状態に落ち着く」とは、安全保護系が故障した場合においても、原子炉施設が安全側の状態に落ち着くか、又は安全保護系が故障してそのままの状態にとどまっても原子炉施設の安全上支障がない状態を維持できることをいう。

F 「サイバーセキュリティが考慮された設計」とは、ハードウェアの物理的分離、機能的分離に加え、システムの導入段階、更新段階、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するなど、承認されていない動作や変更を防ぐ設計のことをいう。

G 「安全保護系の機能を失わない」とは、接続された計測制御系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、これにより悪影響を受けない部分の安全保護系が基本的要求事項：安全保護系 1 から 6 を満たすことをいう。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、サイバーセキュリティの考慮(【基本的要求事項】第6項)が追加されている。

安全保護系は、以下のとおり、外部ネットワークからの侵入防止等サイバーセキュリティが考慮されている。

(イ) 電気通信回線を通じて妨害行為または破壊行為を受けることがないように、電気通信回線を通じた安全保護系に対する外部からのアクセスを遮断するようにしている。

(ロ) 安全保護系に対する妨害行為または破壊行為が行われる恐れがある場合または行われた場合において迅速かつ確実に対応できるように、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則に基づく「情報システムセキュリティ計画」を作成し、以下のように運用している。

- ・ハードウェアの物理的分離、機能的分離を行い、安全保護系に対する外部からの影響を防止するため、インターネットや社外のシステムから遮断している。
- ・システムの導入段階、更新段階、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するため、セキュリティ要件を調達プロセスに入れている。
- ・迅速な復旧を可能とするため、必要なデータを定期的にバックアップしている。
- ・承認されていない動作や変更を防ぐため、システム設置場所への出入管理やシステムへのアクセス管理を実施している。また、出入管理やアクセス管理の重要性を認識させるため、関連した教育を実施している。

### 3. 1. 3. 6. 3 制御室等（居住性を除く）

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### （6）計測制御系

##### ③制御室等（居住性を除く）

#### 【基本的要求事項】

##### （制御室）

- 1 制御室は、原子炉及び主要な関連施設の運転状況並びに主要パラメータが監視できる設計であること。
- 2 制御室は、原子炉施設外の状況が把握可能な設計であること。
- 3 制御室は、安全性を確保するために急速な手動操作を要する場合には、これを行うことができる設計であること。

##### （制御室外からの原子炉停止機能）

- 4 原子炉施設は、制御室外の適切な場所から原子炉を停止することができるように、次の機能を有する設計であること。
  - 一 原子炉施設を安全な状態に維持するために、必要な計測制御を含め、原子炉の急速な高温停止ができること。
  - 二 適切な手順を用いて原子炉を引き続き低温停止できること。

#### 【要求事項の詳細】

- A 「主要パラメータが監視できる」とは、計測制御系で監視が要求されるパラメータのうち、連続的に監視する必要のあるものを制御室において監視できることをいう。
- B 「原子炉施設外の状況が把握可能な設計」とは、制御室から、原子炉施設に影響を及ぼす可能性のある自然現象等を把握できることをいう。
- C 「急速な手動操作」とは、原子炉の停止及び停止後の原子炉冷却の確保のための操作をいう。
- D 「制御室外の適切な場所から原子炉を停止することができる」とは、何らかの原因で制御室に接近できない場合の対策が講じられていることをいう。
- E 「原子炉の急速な高温停止ができる」とは、直ちに原子炉を停止し、残留熱を除去し、高温停止状態に安全に維持することをいう。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、原子炉施設外の状況が把握可能な設計とす

ること(【基本的要求事項】第2項)が追加されている。

大飯発電所に影響をおよぼす可能性のある自然現象としては、地震、津波のほか、台風、降水、積雪、凍結、落雷、生物学的事象等が考えられる。これらの自然事象については、中央制御室において、気象庁の警報情報(地震情報、大津波警報等)および屋外に設置したカメラの映像等により、制御室にて把握できる。(カメラは6月末設置完了予定)

### 3. 1. 3. 6. 4 制御室等（居住性に限る）

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### （6）計測制御系

##### ④制御室等（居住性に限る）

##### 【基本的要求事項】

制御室は、火災に対する防護設計がなされ、さらに、設計基準事故時にも従事者が制御室に接近し、又はとどまり、事故対策操作を行うことが可能なように、遮へい設計がなされ、かつ、火災又は事故によって放出することがあり得る有毒ガス及び放射性物質に対し、換気設計によって適切な防護がなされた設計であること。

##### 【要求事項の詳細】

A 「従事者が制御室に接近し、又はとどまり」とは、事故発生後、事故対策操作をすべき従事者が制御室に接近できるよう通路が確保されていること、及び従事者が制御室に適切な期間滞在できること、並びに事故対策操作後、従事者が交替のため接近する場合においては、放射線レベルの減衰及び時間経過とともに可能となる被ばく防護策が採り得ることをいう。

##### 【適合性確認結果】

中央制御室において火災が発生する可能性を極力抑えるように、3. 1. 2. 5 項に示すとおり、中央制御室内の主要ケーブル、制御盤等は実用上可能な限り不燃性または難燃性の材料を使用している。

事故発生後、事故対策操作をすべき運転員が制御室に接近できるよう、中央制御室への複数のアクセス通路を確保している。

また、設計基準事故が発生した際にも、次のような対策により運転員が中央制御室に接近可能であり、また、中央制御室内の運転員に対し、過度の放射線被ばくがないように考慮し、中央制御室内にとどまり、事故対策に必要な各種の操作を行うことができる構造となっている。

（イ）中央制御室に対しては、想定される事故時においても、室内にとどまる運転員の被ばく線量が実効線量 100mSv を下回るように遮へいを設けている。

（ロ）中央制御室空調装置は、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員を放射線被ばくから防護するように設置している。また、外気との遮断が長期にわたり室内の雰囲気が悪くなった場合には、外気をよう素フィルタで浄

化しながら取り入れることができる構造となっている。

(ハ) 事故時に備えて、放射線防護等に必要なマスク、タイベック等の放射線防護用資機材を配備している。配備数については、3. 2. 1. 16項に示すとおりである。

万一、中央制御室外で有毒物質が発生したと仮定した場合には、中央制御室空調装置の外気取入れを手動で遮断し、閉回路循環方式に切り換えることにより運転員等の安全を守ることができる構造となっている。

### 3. 1. 3. 6. 5 緊急時対策所

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (6) 計測制御系

##### ⑤緊急時対策所

#### 【基本的要求事項】

原子炉施設は、設計基準事故時において必要な対策指令を発するための緊急時対策所が原子力発電所に設置可能な設計であること。

(具体的な要件は、シビアアクシデントにおける要求事項を参照)

#### 【適合性確認結果】

3. 2. 1. 17項参照



### 3. 1. 3. 7 電気系統

#### 3. 1. 3. 7. 1 原子炉施設としての電気系統の安全設計に係る基本的要求事項

##### 3. 原子炉施設における個別の系統

###### (7) 電気系統

###### ①原子炉施設としての電気系統の安全設計に係る基本的要求事項

###### 【基本的要求事項】

- 1 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器が、その機能を達成するために電力を必要とする場合においては、外部電源（電力系統）又は非常用所内電源のいずれからも電力の供給を受けられ、かつ、その電力の供給が十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること。また、主発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の故障又は外部電源（電力系統）の擾乱によって、必要とされる電力の供給が喪失することがないように、異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計であること。
- 2 外部電源系は、独立した異なる2以上の変電所又は開閉所に接続する2回線以上の送電線により電力系統に接続され、かつ、これらの回線のうち少なくとも1回線は他の回線と物理的に分離した設計であること。また、複数の原子炉施設が設置される原子力発電所においては、いかなる2回線が喪失しても、それら原子炉施設が同時に外部電源喪失にならない設計であること。
- 3 非常用所内電源系は、そのいずれかの1系統が失われた場合においても次の各号に掲げる事項を確実に行うのに十分な容量及び機能を有する設計であること。
  - 一 運転時の異常な過渡変化時において、燃料の許容設計限界及び原子炉冷却材圧力バウンダリの設計条件を超えることなく原子炉を停止し、冷却すること。
  - 二 原子炉冷却材喪失等の設計基準事故時の炉心冷却を行い、かつ、原子炉格納容器の健全性並びにその他の所要の系統及び機器の安全機能を確保すること。
  - 三 非常用所内電源設備は、2基以上の原子炉施設間での共用に依存しないこと。
- 4 非常用所内交流電源設備は、一定時間の外部電源喪失に対して、必要とされる電力の供給が継続できる設計であること。

※信頼性及び試験可能性は、共通事項で整理。

**【要求事項の詳細】**

- A 「その電力の供給が十分に高い信頼性を確保、維持し得る設計であること」とは、重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統及び機器に対して、その多重性を損なうことがないように、電気系統についても系統分離を考慮して母線が構成されるとともに、電気系統を構成する個々の機器が信頼性の高いものであって、非常用所内電源系からの受電時等の母線の切替操作が容易な設計をいう。
- B 「外部電源（電力系統）」とは、原子力発電所内開閉所の外の電力系統のことであり、当該原子炉施設の主発電機及び当該原子力発電所内の他の原子炉施設の主発電機は含まない。
- C 「異常を検知しその拡大及び伝播を防ぐことができる設計」とは、電気系統の機器の短絡や地絡、母線の低電圧や過電流などを検知し、遮断器等により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化できるとともに、他の安全機能への影響を限定できる設計であることをいう。
- D 「外部電源系」とは、外部電源（電力系統）に加えて当該原子炉施設の主発電機からの電力を原子炉施設に供給するための一連の設備をいう。
- E 「独立した異なる2以上の変電所又は開閉所」とは、異なる2つ以上の変電所又は開閉所であって、これらの変電所又は開閉所がその電力系統における上流側の接続先において1つの変電所又は開閉所のみに関連し、当該変電所又は開閉所が停止することにより原子力発電所に接続された送電線がすべて停止する事態にならないことをいう。
- F 外部電源系の「2回線以上」は、送受電可能な回線または受電専用の回線の組み合わせにより、電力系統と非常用所内配電設備とを接続する外部電源受電回路を2つ以上設けることにより達成されていること。「物理的に分離」とは、同一の送電鉄塔等に架線されていないことをいう。
- G 原子力発電所内の開閉所及び当該開閉所から主発電機側の送受電設備は、不等沈下や傾斜などが起きないような十分な支持性能をもつ地盤に設置されるとともに、碍子、遮断器等は耐震性の高いものが使用されること。また、津波による影響に対して隔離又は防護すること。塩害を考慮すること。
- H 複数の原子炉施設が設置されている原子力発電所の場合、外部電源系が3回線以上の送電線で電力系統と接続されることにより、いかなる

2 回線が喪失しても複数の原子炉施設が同時に外部電源喪失に至らないよう各原子炉施設にタイラインで接続する外部電源系の構成であること。

I 「非常用所内電源系」とは、非常用所内電源設備（非常用ディーゼル発電機、バッテリー等）及び工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備（非常用母線スイッチギヤ、ケーブル等）をいう。

J 「2基以上の原子炉施設間での共用に依存しない」とは、2基以上の原子炉施設間で共用することにより、必要な容量の確保が可能となるのではなく、それぞれの非常用所内電源設備で必要な容量が確保されていることをいう。

K 非常用所内交流電源設備（非常用ディーゼル発電機等）の「一定時間の外部電源喪失」とは、7日間の外部電源喪失を仮定しても、非常用ディーゼル発電機等の連続運転により電力を供給できることをいう。非常用ディーゼル発電機等の燃料を貯蔵する設備（耐震Sクラス）は、7日分の連続運転に必要な容量以上を敷地内に貯蔵できる設計であること。

L 「重要度の特に高い安全機能」については、別に「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審査指針」を踏まえて定める。

#### 【適合性確認結果】

1 重要度の特に高い安全機能を有する構築物、系統および機器で、その機能を達成するために電力を必要とするものについては、非常用所内電源系からの給電可能な構成とし、非常用所内電源系は予備変圧器、所内変圧器、ディーゼル発電機のいずれからも受電できる構成としている。

また、非常用高圧母線を2母線、非常用低圧母線を4母線設け、かつ、所内補機で2台以上設置するものは各母線に分割接続することで、電気系統の分離を考慮した構成としている。これらの電気系統を構成する個々の機器は、重要度 MS-1 として設計、設置しており、信頼性の高いものとしている。また、非常用母線が優先電源（予備変圧器）から受電できなくなった場合には後備電源（所内変圧器に切替えられ最終的にはディーゼル発電機が投入）に切替えられる。本切替えは、通常自動切替えであり容易に実施可能な構成となっている。

主発電機、外部電源系、非常用所内電源系、その他の関連する電気系統の機器の故障または発電所に接続している送電線の擾乱により発生

する短絡や地絡、母線の低電圧や過電流に対し、検知できる設計としており、検知した場合には、しゃ断器により故障箇所を隔離し、故障による影響を局所化し、他の電気系統の安全機能への影響を限定できる構成となっている。

2 大飯発電所の外部電源系は、以下のとおり、独立した異なる 2 以上の変電所または開閉所に接続する 2 回線以上の送電線により電力系統に接続され、かつ、これらの回線のうち少なくとも 1 回線は他の回線と物理的に分離した構成となっている。

- ・大飯発電所に接続する送電線の構成は、500kV 送電線 4 回線(4 回線はタイラインで接続されている)となっており、500kV 送電線 2 回線(大飯幹線)は、約 90km 離れた西京都変電所に接続しており、他の 2 回線(第 2 大飯幹線)は、約 50km 離れた京北開閉所に接続している。また、これらの変電所および開閉所は、その電力系統における上流側の接続先において異なる変電所または開閉所に連系しており、当該変電所または開閉所および上流側の変電所または開閉所が同時に全て停止しない限り原子力発電所に接続された送電線がすべて停止する事態に至らない。
- ・大飯発電所内の外部電源系は、大飯幹線および第 2 大飯幹線それぞれに門型の送電鉄塔を備えており、片側の鉄塔の倒壊の影響によって同時に送電が停止することがない設計となっている。
- ・大飯発電所内の開閉所および送受電設備は、機器に有害な不等沈下や傾斜が生じないように整備した地盤に設置しており、日常点検(1 回/月)および定期点検(1 回/年)を行い、有害な欠陥がないことを確認している。碍子、遮断器等は耐震性の高い懸垂碍子、タンク型遮断器を使用している。津波による影響に対しては、設計津波高さ 2.85m に対し、敷地高さが 9.3m であり問題ない。また、塩害に対しては、定期的に碍子洗浄が可能な設備としている。

また、これら 500kV 送電線は 1 回線で 3, 4 号機の停止に必要な電力を受電し得る容量があり、500kV 送電線 4 回線はタイラインで接続されていることから、いかなる 2 回線が喪失しても、原子炉を安全に停止するための電力を他の 500kV 送電線 2 回線から受電できる構成となっている。

3 非常用所内電源系はディーゼル発電機 2 台、蓄電池 2 組、非常用母線 2 組その他関連する開閉器、ケーブルで構成されており、いずれかの 1 系統が失われた場合においても、基本的要求事項の第 3 項の各号に掲げる

事項を確実に行うのに十分な容量および機能を有する構成となっていることを、原子炉設置許可申請書添付書類十で確認している。また、3号機および4号機でそれぞれ必要な容量を確保しており、共用に依存する設計になっていない。

(1) 非常用所内電源設備

a. ディーゼル発電機

ディーゼル発電機は、外部電源が完全に喪失した場合に、原子炉を安全に停止するために必要な電源を供給し、更に、工学的安全施設作動のための電源も供給する。

ディーゼル発電機は、多重性を考慮して、必要な容量のものを2台設置し、各々非常用高圧母線に接続する。

ディーゼル発電機は、非常用高圧母線低電圧信号または非常用炉心冷却設備作動信号で起動し、約12秒で電圧を確立した後は、各非常用高圧母線に接続し負荷に給電する。ディーゼル発電機負荷が最も大きくなる1次冷却材喪失事故と外部電源の完全喪失が同時に起こった場合の負荷曲線例を添付資料に示す。各ディーゼル発電機は、原子炉補助建屋内のそれぞれ独立した室内に設置している。

b. 直流電源設備

直流電源設備は、3組のそれぞれ独立した蓄電池、充電器、直流き電盤等で構成し、直流母線電圧は125Vである。そのうち2組の電源の負荷は、工学的安全施設等の継電器、開閉器、電磁弁、無停電電源装置等であり、いずれの1組が故障しても残りの1組で原子炉の安全は確保できる。残り1組の電源の負荷は、上記以外のタービンおよび発電機関係の継電器、タービンの非常用油ポンプ、発電機の非常用密封油ポンプ、電磁弁等である。

また、万一短時間の全動力電源喪失が発生した場合でも、安全保護系およびタービン動補助給水系の動作に必要な電源は蓄電池から給電することにより、原子炉の安全を確保することができる。

蓄電池は鉛蓄電池で、独立したものを3組設置し、非常用低圧母線にそれぞれ接続されたシリコン整流器で浮動充電する。

(2) 重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給設備

工学的安全施設を含む重要度の特に高い安全機能を有する設備への電力供給は、上記第1項のとおり、電気系統の分離を考慮した構成となっており、いずれかの1系統が失われた場合においても、

運転時の異常な過渡変化時および設計基準事故時の対応において必要な系統および機器の安全機能を確保するための電源供給が可能となっている。

- 4 大飯発電所 3, 4 号機の各号機の非常用所内交流電源設備は、各号機 2 台のディーゼル発電機とそれぞれに 165kl の燃料貯蔵タンク（耐震 S クラス）を有している。7 日間以上の外部電源喪失に対して、原子炉の停止、停止後の冷却に係る機能を担うため、非常ディーゼル発電機燃料貯蔵タンクの連続運転に必要な容量以上の燃料を貯蔵する設備を有し、必要とされる電力の供給が継続できる構成となっている。

### 3. 1. 3. 7. 2 原子力発電工作物に係る基本的要求事項

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (7) 電気系統

##### ②原子力発電工作物に係る基本的要求事項

##### 【基本的要求事項】

- 1 原子力発電工作物のうち開閉所、大型変圧器、主発電機等は、回路の電氣的絶縁、断線防止、接地措置、地絡対策、過電流対策、耐熱性、短絡電流により生ずる機械的衝撃を考慮した設計であること。
- 2 遮断器等に使用する圧縮空気装置やガス絶縁遮断器については、使用圧力の監視、制御ができるとともに、使用圧力に対して十分耐え、耐食性を有する設計であること。
- 3 主発電機の回転部分は機械的強度を十分有する設計であること。また、主発電機のうち、水素冷却方式のものについては、水素の漏えいや空気の混入を防止するとともに、水素が漏えいした場合にこれを検知し、警報を発するとともに、漏えいを停止させ、屋外へ放出することができる設計であること。
- 4 落雷により回路の電気設備が損傷しないように、避雷器等を施設すること。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「原子力発電工作物」とは、原子力を原動力とする発電用の電気工作物をいい（電気事業法第106条の規定による）、ここでは、原子力発電所内の開閉所内の機器（遮断器、断路器、避雷器、碍子他）、外部電源の送受電を行う大型変圧器、主発電機、これらの電気工作物を相互に接続する回路、外部電源と接続する回路、電力保安通信設備を規定対象とする。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の電気事業法に基づく要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 8 全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (8) 全交流動力電源喪失に対する設計上の考慮

###### 【基本的要求事項】

原子炉施設は、一定時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できる設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 全交流動力電源喪失（外部電源喪失と非常用所内交流動力電源喪失の重畳）に備えて、非常用所内直流電源設備は、原子炉の安全停止、停止後の冷却に必要な電源を一定時間確保できる設計であること。

B 「原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できる設計」とは、原子炉の停止、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性の確保に係る機能を担うために、非常用所内直流電源設備によって供給されるものとして設計されている負荷に対して十分な容量を有する設計であることをいう。

###### 【適合性確認結果】

原子炉施設は、一定時間の全交流動力電源喪失に対して、原子炉を安全に停止し、かつ、停止後の冷却、原子炉格納容器の健全性を確保できるようにしている。

具体的には、発電所の所内動力用電源としては、電力系統に強固に接続された外部電源系のほかに非常用所内電源系として、ディーゼル発電機設備 2 系統を設けている。万一、全交流動力電源が喪失した場合でも、安全保護系および制御棒クラスタによる原子炉停止系の動作により原子炉は安全に停止でき、停止後の原子炉の崩壊熱およびその他の残留熱も、1 次冷却系においては 1 次冷却材の自然循環、2 次冷却系においてはタービン動補助給水ポンプおよび主蒸気安全弁の動作により原子炉の冷却が可能である。（非常用所内直流電源設備に対し約 5 時間）

なお、3. 2. 1. 15 項に示すとおり、設計基準事故を超える事故が発生した場合でも、その対応に必要な電力を確保するために必要な設備、手順を整備している。



### 3. 1. 3. 9 放射性廃棄物処理施設

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (9) 放射性廃棄物処理施設

###### 【基本的要求事項】

(放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設)

- 1 原子炉施設の運転に伴い発生する放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設は、周辺環境に対して放出される放射性物質の濃度及び量を十分に低減できる設計であること。
- 2 放射性液体廃棄物の処理施設及びこれに関連する施設は、これらの施設からの液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計であること。

(放射性固体廃棄物の処理施設及び貯蔵施設)

- 3 原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の処理施設は、放射性物質の散逸等の防止を考慮した設計であること。
- 4 放射性固体廃棄物の貯蔵施設は、原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物を貯蔵する容量が十分であるとともに、廃棄物による汚染の拡大防止を考慮した設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

(放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の処理施設)

- A 「放出される放射性物質の濃度及び量を十分に低減できる設計」とは、気体廃棄物処理施設にあつては、ろ過、貯留、減衰、管理等により、液体廃棄物処理施設にあつてはろ過、蒸発処理、イオン交換、貯留、減衰、管理等によること。
- B 本規定における「十分に低減できる」とは、As Low As Reasonably Achievable (ALARA) の考え方の下、当該原子力発電所として「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日原子力安全委員会決定）において定める線量目標値<注：50マイクロシーベルト／年>が達成できる設計であること。
- C 上記の線量目標値の評価に当たっては、「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」（昭和51年9月28日原子力安全委員会決定）等において定めるところによること。
- D 「放射性液体廃棄物の処理施設」とは、原子炉施設の運転に伴い発生する放射性液体廃棄物のほか、スラッジ等の固体が混入している液体状の放射性廃棄物を分離・収集し、廃液の性状により、適切なるろ過、蒸発処

理、イオン交換、貯留、減衰、管理等を行う施設をいう。

E 「関連する施設」とは、処理施設を収納する建屋又は区域をいう。

F 「液体状の放射性物質の漏えいの防止及び敷地外への管理されない放出の防止を考慮した設計」については、「放射性液体廃棄物処理施設の安全審査に当たり考慮すべき事項ないしは基本的な考え方」（昭和56年9月28日原子力安全委員会決定）において定めるところによる。

（放射性固体廃棄物の処理施設及び貯蔵施設）

G 「放射性物質の散逸等」には、廃棄物の破砕、圧縮、焼却、固化等の処理過程における散逸が含まれる。

H 「貯蔵する容量が十分である」とは、将来的に原子炉施設から発生する放射性固体廃棄物の発生量及び搬出量を考慮して放射性固体廃棄物を貯蔵・管理できる能力があることをいう。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 10 燃料取扱系

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (10) 燃料取扱系

###### 【基本的要求事項】

- 1 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
  - 一 貯蔵設備は、適切な格納系及び空気浄化系を有すること。
  - 二 貯蔵設備は、適切な貯蔵能力を有すること。
  - 三 取扱設備は、移送操作中の燃料集合体の落下を防止できること。※試験可能性は、共通事項で整理。
- 2 使用済燃料の貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを用いる場合を除く）及び取扱設備は、前項の各号に掲げる事項に加え次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
  - 一 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
  - 二 崩壊熱を十分に除去し、最終的な熱の逃がし場へ輸送できる系統及びその浄化系を有すること。
  - 三 貯蔵設備の冷却水保有量が著しく減少することを防止し、適切な漏えい検知を行うことができること。
  - 四 燃料集合体の取り扱い中に想定される落下時及び重量物の落下時においても、その安全機能が損なわれるおそれがないこと。
- 3 使用済燃料の貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを用いる場合に限る）は、第1項の各号に掲げる事項（ただし、当該設備内において乾式貯蔵キャスクの蓋部を開放することなく、かつ、内包する放射性物質の閉じ込めが乾式貯蔵キャスクのみで担保できる場合にあっては、空気浄化系を除く。）に加え次の各号に掲げる事項を満足する設計であること。
  - 一 放射線防護のための適切な遮へいを有すること。
  - 二 崩壊熱を適切に除去できること。
  - 三 使用済燃料が内包する放射性物質を適切に閉じ込めることができ、かつ、その機能を適切に監視できること。
- 4 燃料の貯蔵設備及び取扱設備は臨界を防止できる設計であること。
- 5 新燃料及び使用済燃料の貯蔵設備及び取扱設備は、使用済燃料の貯蔵設備（乾式貯蔵キャスクを用いる場合を除く。）の水位及び水温、並びに、燃料取扱場所の放射線レベルを測定できるとともに、これらの値の異常を検知し、確実に従事者に伝えることができるか、又はこれに対して自動的に対処できる設計であること。さらに、外部電源が利用できな

い場合においても複数のパラメータで対象の監視ができる設計であること。

**【要求事項の詳細】**

- A 「乾式貯蔵キャスク」とは、使用済燃料の収納後にその内部を乾燥させ、使用済燃料を不活性ガスとともに封入（装荷）し貯蔵する容器をいい、キャスク本体、蓋部（二重）、バスケット等で構成される。
- B 「確実に従事者に伝える」とは、異常時において燃料取扱場所への立ち入りが制限される場合においても、制御室でモニタリングが可能であることをいう。
- C 乾式貯蔵キャスクの設計の妥当性については、「原子力発電所内の使用済燃料の乾式キャスク貯蔵について」（平成4年8月27日原子力安全委員会了承、平成13年3月29日、平成18年9月19日一部改訂）に基づき確認する。

**【適合性確認結果】**

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、重量物の落下による使用済燃料の貯蔵設備の安全機能の喪失防止（【基本的要求事項】第2項四）、乾式貯蔵キャスクを用いた使用済燃料の貯蔵設備に関する要求事項（【基本的要求事項】第3項）、使用済燃料の貯蔵設備の水位、水温の監視機能および外部電源が利用できない場合における複数のパラメータでの監視機能の確保（【基本的要求事項】第5項）が追加されている。

重量物の落下に対する考慮として、使用済燃料の取扱設備は、クレーンの2重ワイヤ、インターロックにより、取り扱い中の重量物が落下することはない構造としている。また、使用済燃料ピットは適切な強度を持った内張り（ステンレス鋼板）を設ける等により安全機能を失うことのない構造としている。

乾式貯蔵キャスクを用いた使用済燃料の貯蔵設備に関する要求事項については、大飯発電所3,4号機では当該設備は設置していないため考慮不要である。

使用済燃料ピットの水位、水温の監視機能については、使用済燃料ピットに水位計および水温計を設置し、水位低および温度高の警報を中央制御室に

発する構成としている。

使用済燃料ピット水浄化冷却設備の運転状況は、現場および中央制御室で監視できる。使用済燃料ピットエリアの放射線監視はエリアモニタおよび排気筒モニタで行い、過度の放射線レベルに達したときは中央制御室に警報を発することができる。

更に、各計器は安全系の母線より受電しており、外部電源が利用できない場合においても、複数のパラメータ（水位、水温、放射線レベル）で監視することができる。

### 3. 1. 3. 1 1 放射線管理

#### 3. 1. 3. 1 1. 1 (通常時における) 周辺の放射線防護施設

##### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (1 1) 放射線管理

##### ① (通常時における) 周辺の放射線防護施設

###### 【基本的要求事項】

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ャインガンマ線による敷地周辺の空間線量率を十分に低減できる設計であること。

###### 【要求事項の詳細】

A 本規定における「十分に低減できる」とは、ALARA の考え方の下、「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日原子力安全委員会了承)を踏まえ、空気カーマで年間当たり50マイクログレイ以下となるように施設を設計し管理することをいう。このように設計及び管理されている場合においては線量を評価する必要はない。

###### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」での要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 1 1. 2 防護・管理施設

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (1 1) 放射線管理

##### ②防護・管理施設

#### 【基本的要求事項】

(放射線業務従事者の放射線防護)

1 原子炉施設は、放射線業務従事者の立入場所における線量を十分に低減できるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。

2 原子炉施設は、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において放射線業務従事者が必要な操作を行うことができるように、放射線防護上の措置を講じた設計であること。

(放射線業務従事者の放射線管理)

3 原子炉施設は、放射線業務従事者を放射線から防護するために、放射線管理施設を設けた設計であること。

4 前項の放射線管理施設は、必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる設計であること。

#### 【要求事項の詳細】

(放射線業務従事者の放射線防護)

A 第1項の「放射線防護上の措置を講じた設計」とは、ALARA の考え方の下、放射線業務従事者の作業性等を考慮して、遮へい、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た設計をいう。

(放射線業務従事者の放射線管理)

B 「放射線管理施設」とは、放射線被ばくを監視及び管理するため、放射線業務従事者の出入管理、汚染管理、除染等を行う施設をいう。

C 「必要な情報を制御室又は適当な場所に表示できる」とは、制御室において放射線管理に必要なエリア放射線モニタによる空間線量率を、また、適切な場所において管理区域における空間線量率、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それぞれ表示できることをいう。

#### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」での要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 3. 1 1. 3 監視設備

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (1 1) 放射線管理

##### ③監視設備

##### 【基本的要求事項】

原子炉施設は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故において、放射線や放射性物質の放出の状況を適切に測定及び監視し、必要な情報を制御室又は適切な場所に表示できる設計であること。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「適切に測定及び監視し」とは、原子炉格納容器内雰囲気、原子炉施設の周辺監視区域周辺において、サンプリングや放射線モニタ等により放射性物質の濃度及び空間線量率の測定及び監視し、かつ、設計基準事故時に迅速な対策処理が行えるように放射線源、放出点、原子力発電所周辺、予想される放射性物質の放出経路等の適切な場所を測定及び監視することをいう。
- B 通常運転時における環境放出気体・液体廃棄物の測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針」（昭和 53 年 9 月 29 日原子力委員会決定）において定めるところによる。
- C 設計基準事故時における測定及び監視については、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」（昭和 56 年 7 月 23 日原子力委員会決定）において定めるところによる。
- D モニタリングポストについては、非常用所内電源に接続しない場合、無停電電源などにより電源復旧までの期間を担保できる設計であること。また、モニタリングポストの伝送系は多様性を有する設計であること。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」の要求内容に対し、モニタリングポストへの無停電電源接続、多様性を有する伝送系（【要求事項の詳細】D 項）が追加されている。

モニタリングポストについては、非常用電源に接続するとともに、無停電電源装置（UPS）により電源復旧までの期間を担保できる構造としている。また、有線によるデータ伝送機能を有するモニタリングポストと、そ



のモニタリングポストと同等の測定性能を有し、無線によるデータ伝送機能を有する可搬型モニタリングポストを設置しており、伝送系についても多様化している。

### 3. 1. 3. 1 2 その他（補助ボイラ）

#### 3. 原子炉施設における個別の系統

##### (1 2) その他

##### ①補助ボイラに係る基本的要求事項

##### 【基本的要求事項】

- 1 補助ボイラは、想定される使用条件下において、必要な蒸気を供給する能力があること。
- 2 補助ボイラは、原子炉施設の安全性に影響を与えない設計であること。  
(※電気事業法との一元化により、新たに基準を設ける必要がある電気設備)

##### 【要求事項の詳細】

- A 「必要な蒸気を供給する能力」とは、安全機能を有する構築物、系統及び機器が、使用するだけの蒸気を供給できることをいう。
- B 本規定における「原子炉施設の安全性に影響を与えない設計」とは、補助ボイラの損傷時においても原子炉施設の安全性に影響を与えないことをいう。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の電気事業法に基づく要求内容からの変更はない。

### 3. 1. 4 安全評価

#### 4. 安全評価

##### (1) 安全評価

##### 【基本的要求事項】

- 1 原子炉施設の安全設計の基本方針の妥当性を確認するため、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価を実施しなければならない。
- 2 前項の解析及び評価のうち運転時の異常な過渡変化に係るものについては、以下の各号の要件のうち必要なものを満足することを確認しなければならない。
  - 一 最小限界熱流束比又は最小限界出力比が許容限界値以上であること
  - 二 燃料被覆管は機械的に破損しないこと
  - 三 燃料エンタルピは許容限界値以下であること
  - 四 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.1 倍以下であること
- 3 第 1 項の解析及び評価のうち設計基準事故に係るものについては、以下の各号の要件のうち必要なものを満足することを確認しなければならない。
  - 一 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
  - 二 燃料エンタルピは制限値を超えないこと
  - 三 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍以下であること
  - 四 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は、最高使用圧力及び温度以下であること
  - 五 周辺の公衆に対して著しい被ばくリスクを与えないこと

##### 【要求事項の詳細】

- A 「運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対する解析及び評価」については、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」、「発電用原子炉施設の安全解析に関する気象指針」（昭和 57 年 1 月 28 日原子力安全委員会決定）等に基づいて実施すること。

##### 【適合性確認結果】

本項目については、従来の「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針」の要求内容からの変更はない。

3. 2 重大事故対策基準に関する適合性確認結果

3. 2. 1 重大事故対策における要求事項

3. 2. 1. 1 共通事項

3. 2. 1. 1. 1 重大事故対処設備に対する要求事項

2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

(1) 共通事項

①重大事故対処設備に対する要求事項

**【基本的要求事項】**

(容量)

1 重大事故対処設備は、想定する B-DBA を収束させるために必要な容量を有する設計であること。

2 可搬式の重大事故対処設備にあつては、想定する B-DBA を収束させるために必要な容量に設備の信頼度に応じた適切な裕度を加えた容量を有する設計であること。

(環境条件及び荷重条件)

3 重大事故対処設備は、想定する B-DBA における環境条件及び荷重条件下で十分な信頼性をもって必要な機能を果たす設計であること。

(操作性)

4 重大事故対処設備は、想定する B-DBA 時の環境下で確実に操作ができる設計であること。

(多様性)

5 恒設の重大事故防止設備にあつては、代替する設計基準事故対処設備に対して、可能な限り、多様性に配慮した設備とすること。

6 可搬式の重大事故防止設備にあつては、代替する設計基準事故対処設備及び恒設の重大事故防止設備に対して、可能な限り、多様性に配慮した設備とすること。

(悪影響防止)

7 重大事故対処設備は、他の設備に対して悪影響を及ぼさないように施設すること。

(切り替えの容易性)

8 他の設備を重大事故対処設備として本来の用途と異なる目的で使用する場合には、通常の方法構成から容易かつ確実に切り替えられるように設備、手順等を整備すること。

(確実な接続)

9 可搬式の重大事故対処設備と恒設の設備が容易かつ確実に接続でき

るように、また、系統間及び号機間で融通可能とするため、接続方法を規格化する等の措置を講ずること。また、接続口は、位置的分散を確保して複数用意した上で、共通要因によって接続不能とならないこと。

(耐震性・耐津波性等(接続配管等を含む))

1 0 重大事故緩和設備(可搬式の重大事故緩和設備を接続する接続口から先の建屋内配管、弁、電気ケーブル等を含む。)は、基準地震動及び基準津波等に対して必要な機能が損なわれないよう適切な措置を講ずること。

1 1 重大事故防止設備(可搬式の重大事故防止設備を接続する接続口から先の建屋内配管、弁、電気ケーブル等を含む。)は、代替する設計基準事故対処設備と同等の耐震性及び耐津波性等を有すること。

(保管場所)

1 2 可搬式の重大事故対処設備は、外部事象(地震、津波等)の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管すること。可搬式の重大事故対処設備は、恒設の重大事故対処設備と異なる場所に保管すること。

(現場の作業環境)

1 3 重大事故対処設備の設置場所は、高線量になりにくいと考えられる設置場所の選定、設置場所の遮へい性能等により、想定する B-DBA 時の環境下で、可搬式の重大事故対処設備の据え付け、接続、運転操作及び復旧作業など必要な作業が行えること。

(アクセスルートの確保)

1 4 可搬式の重大事故対処設備を運搬するため又は設備の被災状況の確認のため、想定される環境下において、建屋外で必要となるアクセスルートを確保するよう、実効性のある設計対応及び運用管理を行うこと。

(共用の禁止)

1 5 恒設の重大事故対処設備は、原則、2 基以上の原子炉施設間で共用してはならない。ただし、共用することにより、リスク低減が見込める場合であって、他への悪影響がない場合には、その限りでない。

#### 【要求事項の詳細】

(容量)

A 可搬式重大事故対処設備の容量は、可搬式代替電源設備及び可搬式注

水設備に対し、次によること。

- (a) 必要な容量を賄うことができる可搬式重大事故対処設備を1基あたり2セット以上。
- (b) 上記に加え、故障時のバックアップ及び点検保守による待機除外時のバックアップを発電所全体で考慮する。
- (c) 「必要な容量」とは、当該原子炉において想定する B-DBA において、炉心損傷防止及び格納容器破損防止のために有効に必要な機能を果たすことができる容量をいう。

(耐震性・耐津波性等)

- B 「同等の耐震性及び耐津波性等を有すること」とは、同等の地震動等に対して機能維持できることをいう。

(保管場所)

- C 可搬式重大事故対処設備の保管場所は、意図的な航空機衝突も考慮すること。例えば原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと。または、航空機衝突に対して頑健性を有すること。

#### 【適合性確認結果】

(容量)

- 1 重大事故対処設備は、想定する B-DBA を収束させるために必要な容量を有する設計であることを確認している。
- 2 可搬式の重大事故対処設備にあっては、想定する B-DBA を収束させるために必要な容量に設備の信頼度に応じた適切な裕度を加えた容量を有する設計であることを確認している。

(環境条件および荷重条件)

- 3 重大事故対処設備は、想定する B-DBA における環境条件および荷重条件下で十分な信頼性をもって必要な機能を果たす設計であることを確認している。

(操作性)

- 4 重大事故対処設備は、想定する B-DBA 時の環境下で確実に操作ができる設計であることを確認している。

(多様性)

5 恒設の重大事故防止設備にあつては、代替する設計基準事故対処設備に対して、可能な限り、多様性に配慮した設備であることを確認している。

6 可搬式の重大事故防止設備にあつては、代替する設計基準事故対処設備および恒設の重大事故防止設備に対して、可能な限り、多様性に配慮した設備であることを確認している。

(悪影響防止)

7 重大事故対処設備は、他の設備に対して悪影響をおよぼさないように施設していることを確認している。

(切り替えの容易性)

8 他の設備を重大事故対処設備として本来の用途と異なる目的で使用する場合には、通常の方法から容易かつ確実に切り替えられるように設備、手順等を整備していることを確認している。

(確実な接続)

9 可搬式の重大事故対処設備と恒設の設備が容易かつ確実に接続できるように、また、系統間および号機間で融通可能とするため、接続方法を規格化する等の措置を講じていることを確認している。また、接続口は、位置的分散を確保して複数用意した上で、共通要因によって接続不能とならないことを確認している。

(耐震性・耐津波性等 (接続配管等を含む) )

10 重大事故緩和設備 (可搬式の重大事故緩和設備を接続する接続口から先の建屋内配管、弁、電気ケーブル等を含む。) は、基準地震動および基準津波等に対して必要な機能が損なわれないよう適切な措置を講じていることを確認している。

11 重大事故防止設備 (可搬式の重大事故防止設備を接続する接続口から先の建屋内配管、弁、電気ケーブル等を含む。) は、代替する設計基準事故対処設備と同等の耐震性および耐津波性等を有することを確認している。

(保管場所)

12 可搬式の重大事故対処設備は、外部事象 (地震、津波等) の影響を受けにくい場所に、位置的分散等を考慮して保管していることを確認している。

可搬式の重大事故対処設備は、恒設の重大事故対処設備と異なる場所に保管していることを確認している。

(現場の作業環境)

- 13 重大事故対処設備の設置場所は、高線量になりにくいと考えられる設置場所の選定、設置場所の遮へい性能等により、想定する B-DBA 時の環境下で、可搬式の重大事故対処設備の据え付け、接続、運転操作および復旧作業等必要な作業が行えることを確認している。

(アクセスルートの確保)

- 14 可搬式の重大事故対処設備を運搬するためまたは設備の被災状況の確認のため、想定される環境下において、建屋外で必要となるアクセスルートを確認するよう、実効性のある設計対応および運用管理を行うことを確認している。

(共用の禁止)

- 15 恒設の重大事故対処設備は、原則、2 基以上の原子炉施設間で共用していないことを確認している。

(容量)

- A 可搬式重大事故対処設備の容量は、可搬式代替電源および可搬式注水設備に対し、【要求事項の詳細】の A(a)～A(c) 項を満足することを確認している。

(耐震性・耐津波性等)

- B 「同等の耐震性等を有すること」とは、同等の地震動等に対して機能維持できることを確認している。

(保管場所)

- C 可搬式重大事故対処設備の保管場所は、意図的な航空機衝突も考慮し、例えば原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、原子炉建屋と同時に影響を受けないこと、または、航空機衝突に対して頑健性を有することを確認している。



### 3. 2. 1. 1. 2 復旧作業に対する要求事項

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (1) 共通事項

##### ②復旧作業に対する要求事項

##### 【基本的要求事項】

##### (予備品等の確保)

- 1 重要度の特に高い安全機能を有する設備の取替え可能な機器、部品等について、適切な予備品及び予備品への取替のために必要な機材等を確保すること。

##### (保管場所)

- 2 上記予備品等は、外部事象（津波、地震等）の影響を受けにくい場所に、位置的分散などを考慮して保管すること。

##### (アクセスルートの確保)

- 3 設備の復旧作業のため、想定される環境下において、建屋外で必要となるアクセスルートを確認するよう、実効性のある設計対応及び運用管理を行うこと。

##### 【要求事項の詳細】

##### (予備品等の確保)

- A 「予備品への取替のために必要な機材等」とは、気象条件等を考慮した機材、ガレキ撤去等のための重機、夜間対応を想定した照明機器等を含むこと。

##### 【適合性確認結果】

##### (予備品等の確保)

- 1 重大事故対応においては、重大事故対処設備により対応することとしており、事象発生後7日間はサイト内における重大事故対処設備等により事故収束対応を維持できることを確認していることから、予備品への取替による設備の早期復旧は不要となっている。また、事象発生後6日間までにはサイト外からの支援を受けられる体制を整備していることから、それ以降、設備の復旧は可能である。

なお、長期的な対応を考慮した場合、安全上特に重要度が高く、復旧することで複数の設備の機能復帰に寄与できる海水系統および電源系統に対し、海水ポンプモータや電源ケーブル等の予備品を確保している。

また、可搬式重大事故対処設備による対応のために使用するガレキ撤去用の重機(ユニモグ、ホイールローダー、ドーザーショベル、油圧ショベ

ル)や夜間対応を想定した照明機器等を保有しており、予備品の取替を行う際にも使用できる。

(保管場所)

- 2 上記にて確保している予備品やガレキ撤去のための重機は、外部事象（津波、地震等）の影響を受けない高台等に位置的分散を考慮して保管している。

(アクセスルートの確保)

- 3 可搬式重大事故対応設備による対応のため、建屋外で必要となるアクセスルートを確保するよう、ガレキ撤去用の重機を配備しており、予備品への取替を実施する際には、可搬式重大事故対応設備対応のアクセスルートを確保した後、必要な追加ルートを確保することとしており、作業手順についても整備している。

### 3. 2. 1. 1. 3 その他の要求事項

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （1）共通事項

##### ③その他の要求事項

##### 【基本的要求事項】

##### （支援）

1 サイト内で予め用意された手段（重大事故対処設備、予備品、燃料等）により、事象発生後7日間は事故収束対応を維持できること。

関係機関と協議・合意の上、外部からの支援計画を定めること。

サイト外で予め用意された手段（重大事故対処設備、予備品、燃料等）により、事象発生後6日間までに支援を受けられること。

##### 【適合性確認結果】

サイト内においては、重大事故に対して事故収束対応が可能となる容量の重大事故対処設備をあらかじめ用意しており、水源も最終的に海水に切り替えることが可能である。

重大事故対処設備を稼動するための燃料については、事象発生後、重大事故対処設備が想定される負荷で稼動した場合、サイト内に備蓄している燃料の量により7日間以上、事故収束対応を維持できることを確認している。

外部からの支援については、メーカ2社、当社関係会社および協力会社6社との間で、設備の修理・復旧やガレキ処理のための資機材の供給等に係る覚書を締結しており、事象発生後、当社原子力防災組織の発足時点から支援を受けられるよう取り決めている。更に、燃料供給会社および運送会社等との契約により、サイト外にあらかじめ燃料（ガソリンおよび重油）を確保し、事象発生後には陸路、海路、空路より燃料等をサイト内へ運搬することを可能としている。

なお、8日目以降最も早く支援が必要なものはガソリンであるが、ガソリンについては、陸路で補給が困難な場合も考慮してヘリコプターにより空輸を行う仕組みを構築しており、若狭方面での地震、津波に備え、大飯発電所のある若狭地域から100km以上離れたところにある八尾空港を空輸の拠点としている。更に、多様性の観点から、契約している会社がヘリコプターを常時置いている全国の4ヶ所（東京、富山、名古屋、広島）の空港も使用できるようにしており、最も遠い東京からでも約2時間で若狭地域へ飛行することができる。

以上のことから、事象発生後6日間までにガソリンをサイト外からサイト内に輸送することは可能と言える。なお、燃料のうち重油については、事象

発生後 8 日目以降もサイト内に十分な備蓄があり、事象発生後 15 日間以上対応可能であることから、必ずしも事象発生後 6 日間までにサイト内に運搬する必要はない。

### 3. 2. 1. 2 手順書の整備、訓練の実施、体制の整備

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (2) 手順書の整備、訓練の実施、体制の整備

###### 【基本的要求事項】

設計基準事故を超える事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、予め手順書を整備し、訓練を行うとともに人員確保等の必要な体制を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

(注：原子炉設置許可においては、以下の基本方針を確認し、保安規定認可等の後続規制において詳細を確認する。)

A 手順書の整備は、以下によること。

(a) 全ての交流電源及び恒設直流電源系統の喪失、安全系の機器、計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中でプラント状態の把握や実施すべき重大事故対策について適切な判断を行うために必要となる情報の種類及びその入手の方法や判断基準が整理され、まとめられていること。

(b) 炉心損傷及び格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準を予め明確化しておくこと。（ほう酸水注入系(SLCS)、海水、ベントの使用を含む）

(c) 事象の進展状況に応じて具体的な重大事故対策を実施するための、運転員用及び支援組織用の手順書を適切に定めること。尚、手順書類が、事象の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書類相互間の移行基準が明確になっていること。

(d) 具体的な重大事故対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータが手順書類に明記されていること。また、重大事故対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータなどが、手順書類に整理されていること。

(e) 前兆事象を確認した時点での事前の対応(例えば大津波警報発令時の原子炉停止・冷却操作)などができる手順を整備すること。

B 訓練は、以下によること。

(a) 重大事故対策は幅広いプラント状況に応じた対策が必要であることから、その教育訓練等は重大事故時のプラントの挙動に関する知識の向上を図ることのできるものであること。

- (b) 関連する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を行うとともに、重大事故対策実施組織及び支援組織の実効性等を総合的に確認するため演習等が計画されること。
- (c) 普段から保守点検活動を自らも行って部品交換などの実務経験を積むことなどにより、プラント及び予備品等に熟知すること。
- (d) 高線量下、夜間や悪天候下等を想定した事故時対応訓練を行うこと。
- (e) 設備及び事故時用の資機材等に関する情報やマニュアルが即時に利用できるよう普段から保守点検活動などを通じ準備し訓練を行うこと。

C 体制の整備は、以下によること。

- (a) 重大事故対策を実施する実施組織及びその支援組織、これらの役割分担及び責任者などを定め、効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備すること。
- (b) 実施組織とは、運転員など重大事故対策を実施する組織をいう。
- (c) 実施組織は、発電所の全プラントで同時に重大事故が発生した場合においても対応できること。
- (d) 原子炉主任技術者は、号機毎に専任すること。
- (e) 支援組織には、実施組織に対して技術的助言を行う技術支援組織、実施組織が重大事故対策に専念できる環境を整える運営支援組織などを設けること。
- (f) 重大事故対策の実施が必要な状況においては、実施組織及び支援組織が設置されること。また、予め定めた連絡体制に基づき、夜間、休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施することにより円滑な要員招集が可能であること。
- (g) 重大事故対策の実施組織及び支援組織の機能と支援組織内に設置される各班の機能が明確になっており、それぞれ責任者が配置されていること。
- (h) 指揮命令系統を明確にすること。指揮者等が欠けた場合に備え、順位を定めて代理者を明確にすること。
- (i) 上記の実施体制が実効的に活動するための施設、設備等が整備されていること。
- (j) 支援組織は、プラントの状態、重大事故対策の実施状況について、適宜内外部の組織へ通報連絡を行い、広く情報提供を行う体制を整えること。
- (k) 発電所外部からの支援体制を構築すること。

## 【適合性確認結果】

設計基準事故を超える事故に的確かつ柔軟に対処できるよう、あらかじめ事故時操作所則等の手順書類を整備し、訓練を行うとともに人員確保等の必要な体制を整備している。(6月末完了予定)

A 手順書は以下のとおり整備している。

- (a) 全ての交流電源および恒設直流電源系統の喪失、安全系の機器、計測器類の多重故障、複数号機の同時被災等を想定し、限られた時間の中でプラント状態の把握や実施すべき重大事故対策について適切な判断を行うために必要となる情報の種類およびその入手の方法や判断基準が整理された事故時操作所則、電源機能喪失時にける原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達<sup>(\*)</sup>を整備している。
- (b) 炉心損傷および格納容器破損を防ぐために最優先すべき操作等の判断基準(海水の使用を含む)をあらかじめ明確化した事故時操作所則、電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達<sup>(\*)</sup>(海水の使用を含む)を整備している。
- (c) 事象の進展状況に応じて具体的な重大事故対策を実施するための、運転員用の事故時操作所則および支援組織用の電源機能等喪失時における原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達<sup>(\*)</sup>を整備している。なお、手順書類が、事象の進展状況に応じていくつかの種類に分けられる場合は、それらの構成が明確化され、かつ、各手順書類相互間の移行基準が明確となるよう整備している。
- (d) 具体的な重大事故対策実施の判断基準として確認される水位、圧力、温度等の計測可能なパラメータを事故時操作所則等の手順書類に記載している。また、重大事故対策実施時のパラメータ挙動予測、影響評価すべき項目、監視パラメータ等を事故時影響緩和操作評価マニュアルおよび事故時操作所則の手順書類に整理し、記載している。
- (e) 前兆事象を確認した時点での事前の対応(大津波警報発令時の原子炉緊急濃縮操作、台風襲来時の対応等)等ができる手順を整備している。

B 訓練は、以下のとおり実施しており、今後も継続的に実施していく。

- (a) 重大事故対策は幅広いプラント状況に応じた対策が必要であることから、その教育訓練等は重大事故時のプラントの挙動に関する知識の向上を図ることができるものを「教育・訓練要綱」に計画し、実施している。
- (b) 重大事故対策に関連する要員の役割に応じて、定期的に知識ベースの理解向上に資する教育を「教育・訓練要綱」および「大飯発電所電源機能喪失

時にける原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」(\*)で計画し、実施している。

重大事故対策実施組織および支援組織の実効性等を総合的に確認するための演習等の計画については、定期的を実施する計画を「原子力事業者防災業務計画」(\*)において策定している。

- (c) 発電要員は、「原子力運転業務要綱」(\*)に基づき設備の日常的な巡視点検を実施し、保守要員は、「原子力発電所保守業務要綱」に基づき点検を実施する他、定期的自ら工事の計画、調達管理を実施し、設備を現場で確認する保守点検活動を行って実務経験を積んでいることによりプラント設備および予備品等に熟知するよう業務スキームを構築している。
- (d) 高線量下、夜間や悪天候下等を想定した事故時対応訓練を「大飯発電所電源機能喪失時にける原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」(\*)で計画し、実施している。
- (e) 設備および事故時用の資機材等については、保守点検等の当該設備・資機材等の維持管理を行う箇所を明確にしている。また、マニュアルについても、その改正所管箇所や各操作手順の実施担当箇所を明確にしている。訓練についても、「大飯発電所電源機能喪失時にける原子炉施設の保全のための活動に係る対応所達」(\*)で訓練計画(対象者、頻度等)を整備し、訓練を定期的実施している。

C 体制は、以下のとおり整備している。

- (a) 重大事故が発生し、原子力防災体制を発令する状態になった場合には、重大事故対策を実施する実施組織として、発電所に原子力防災管理者(発電所長)を長とする発電所対策本部を設置するとともに、発電所を技術面・運用面で支援する組織として、本店に社長を長とする本店対策本部を設置することを「原子力事業者防災業務計画」(\*)等に整備している。また、発電所対策本部および本店対策本部の体制(班・係構成)および各班・係の役割や責任者についても効果的な重大事故対策を実施し得る体制を整備している。
- (b) 実施組織として、運転員、代替設備の運搬・操作要員等の役割や責任者を「原子力事業者防災業務計画」(\*)等に整備しており、重大事故対策を実施し得る組織を整備している。
- (c) 発電所対策本部は、発電所の全プラントで同時に重大事故が発生した場合には、情報が混乱し指揮命令が遅れることのないよう、発電所長のもとに号機毎の指揮者を指名するとともに、各号機に特化して情報収集や事故対策を行うものを指名することを定めた「原子力事業者防災業務計画」(\*)等



を整備している。

- (d) 原子炉主任技術者は、号機毎に選任している。
- (e) 発電所対策本部には、運転員、代替設備の運搬・操作要員に対して技術的助言を行う安全管理班、運転員、代替設備の運搬・操作要員が重大事故対策に専念できる環境を整える総務班等の体制を整備している。また、本店対策本部には、発電所対策本部に対して技術的助言を行う安全支援係、発電所対策本部が重大事故対策に専念できる環境を整える技術支援係等の体制を整備している。
- (f) 重大事故が発生し、原子力防災体制を発令する状態になった場合には、重大事故対策を実施する実施組織として、発電所に原子力防災管理者（発電所長）を長とする発電所対策本部を設置するとともに、発電所を技術面・運用面で支援する組織として、本店に社長を長とする本店対策本部を設置することを原子力事業者防災業務計画等に整備している。また、原子力防災体制が発令された場合の社内外の通報連絡経路については、「原子力事業者防災業務計画」(\*)等において整備された連絡体制に基づき、夜間、休日を含めて必要な要員が招集されるよう定期的に連絡訓練を実施しており円滑な要員招集が可能であることを確認している。
- (g) 発電所対策本部および本店対策本部の体制（班・係構成）および各班・係の役割や責任者についても効果的な重大事故対策を実施し得る体制を「原子力事業者防災業務計画」(\*)等に整備している。
- (h) 「原子力事業者防災業務計画」(\*)にて発電所対策本部および本店対策本部の指揮命令系統について整備している。また、指揮者等が欠けた場合でも、重大事故対策の指揮が円滑に行えるよう、それぞれの代行者の順位を規定している。
- (i) 上記の発電所対策本部が活動するための施設として、緊急時対策所および代替指揮所を整備している。また、本店対策本部が活動するための施設として原子力事業本部社屋および本店中之島社屋の中に緊急時対策用の室を設置している。

これらの施設には、必要に応じ、社内外との通報連絡を行うための通信設備を設置している。

また、発電所外部からの支援を行うための施設として、原子力事業本部、美浜整備センター、原子力研修センター、エルドランド等を原子力事業所災害対策支援拠点の場所として指定している。

- (j) 本店対策本部は、プラントの状態、重大事故対策の実施状況について、適宜内外部の組織へ通報連絡を行い、広く情報提供を行うため、社内外との通報連絡を行うための通信設備を設置している。また、社内外へ情報提供

を実施する体制について「原子力事業者防災業務計画」<sup>(\*)</sup>にて整備している。

- (k) 発電所外部からの支援体制として、上述の本店対策本部からの支援の他、協力会社やプラントメーカーによる支援、「若狭地域原子力事業者における原子力災害発生時等の連携に関する確認書」に基づく若狭地域の他事業者（日本原電株、日本原子力開発機構）からの支援、「原子力災害時における原子力事業者間協力協定」に基づく他事業者（9 電力、日本原電株、電源開発株、日本原燃株）からの支援、更には、日本原電株が福井県敦賀市に整備した原子力緊急事態支援センターから支援が受けられる体制を整備している。

(\*) : 今後、手順書等の名称変更がありうる。

### 3. 2. 1. 3 原子炉停止対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (3) 原子炉停止対策

###### 【基本的要求事項】

運転時の異常な過渡変化時のスクラム失敗事象（ATWS）の兆候がある場合又は発生した場合、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及び格納容器の健全性を維持しつつ、原子炉を臨界未満にする設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「兆候がある場合」とは、スクラム（原子炉緊急停止）していなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力、原子炉圧力等のパラメータの変化からスクラムしていないことが推定される場合のことをいう。

B 「原子炉を臨界未満にする設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

###### 沸騰水型原子炉(BWR)、加圧水型原子炉(PWR)共通

(手順)

(a) ATWS の兆候を検知した場合には、手動による原子炉スクラム操作を実施すること。

###### BWR の場合

(恒設重大事故防止設備)

(b) センサー出力から最終的な作動装置の入力までの原子炉スクラム系統から独立した代替制御棒挿入回路(ARI)を装備すること。

(c) ATWS の兆候を検知した場合には、原子炉出力を抑制するため、原子炉冷却材再循環ポンプを自動でトリップさせる装置を装備すること。自動トリップしない場合は、手動トリップ操作を行うこと。

(d) 十分な反応度制御能力を持つほう酸水注入設備(SLCS)を装備すること。起動の判断基準を明確に定めること。

(e) ATWS 発生時に不安定な出力振動が検知された場合には、SLCS を作動させること。

###### PWR の場合

(手順)

(f) ATWS の兆候を検知した場合には、原子炉出力を抑制するため、自動的に補助給水ポンプの起動及びタービントリップすること。失敗した場合は、手動操作により行うこと。

(g) ATWS の兆候を検知した場合には、化学体積制御設備又は非常用炉心冷却設備による十分な量のほう酸水注入を実施すること。

#### 【適合性確認結果】

運転時の異常な過渡変化時の原子炉トリップ失敗事象（ATWS）が発生した場合、または原子炉がトリップしていなければならない状況にもかかわらず、原子炉出力または炉外核計装装置の起動率の指示値から原子炉が停止していないことが推定される場合に、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および格納容器の健全性を維持しつつ、原子炉を臨界未満にする手順を整備している。

(a) ATWS の兆候を検知した場合には、中央制御室からの手動操作や現地での原子炉トリップ遮断器開放等により原子炉を緊急停止させることを手順に定めている。

(f) 原子炉がトリップしていなければならない状況となれば、通常は原子炉自動トリップ信号が発信して自動的にタービントリップするとともに、蒸気発生器水位低信号により補助給水ポンプが自動起動して炉心の冷却が開始される。ATWS の兆候を検知した状況において、タービントリップが確認できない場合には、手動操作により速やかにタービントリップを行い、更に補助給水ポンプを手動起動することを、手順に定めている。

ATWS 時におけるタービントリップは、1 次冷却材温度上昇による核的フィードバックによって速やかに原子炉出力を低下させ、原子炉圧力が過度に上昇することを防止するものである。サイクル初期のように核的フィードバック効果が小さい時には自動で作動させることが効果的であるが、今サイクルの 7 月以降の炉心状態では、タービンがトリップしなくても核的フィードバックにより出力は抑制され、補助給水ポンプの自動起動とあいまって、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は維持される。また、原子炉圧力の上昇に伴い加圧器逃がし弁および加圧器安全弁が一旦作動し、格納容器内に 1 次系冷却材がわずかに流出するが、格納容器の健全性は維持される。

(g) ATWS の兆候を検知した場合には、炉心を未臨界にするため、手動による緊急濃縮操作として、化学体積制御設備または非常用炉心冷却設備により十分な量のほう酸水を注入する手順を整備している。

### 3. 2. 1. 4 原子炉冷却材高圧時の冷却対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （4）原子炉冷却材高圧時の冷却対策

###### 【基本的要求事項】

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では原子炉冷却機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、当該機能を復旧、代替すること等により原子炉を冷却する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「原子炉を冷却する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

（可搬式重大事故防止設備）

(a) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定し、現場での可搬式重大事故防止設備（可搬式バッテリー、窒素ポンプ等）を用いた弁の操作により、原子炉隔離時冷却系（RCIC）又は非常用復水器（BWR の場合）、タービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）の起動及び十分な期間<sup>\*</sup>の運転継続を行う手段（手順、可搬式重大事故防止設備、装備等）を整備すること。ただし、次項(b)に規定する人力による措置が容易に行える場合を除く。

※：「原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策」及び「原子炉冷却材低圧時の冷却対策」の準備が整うまでの期間のこと。

（現場操作）

(b) 全交流電源喪失・全直流電源系統喪失を想定し、現場での人力による弁の操作により、RCIC 又は非常用復水器（BWR の場合）、タービン動補助給水ポンプ（PWR の場合）の起動及び十分な期間<sup>\*</sup>の運転継続を行う手段（手順、装備等）を整備すること。

（復旧）

(c) 原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では注水（循環を含む）により、原子炉を冷却できる設備に電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。（BWR の場合）

(d) 電動補助給水ポンプに代替交流電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。（PWR の場合）

（監視、制御）

(e) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定し、原子炉水位（BWR 及び PWR）及び蒸気発生器水位（PWR の場合）を推定する手段（手順、

計測機器、装備等)を整備すること。

(f) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定し、RCIC等の安全上重要な設備の作動状況を確認する手段(手順、計測機器、装備等)を整備すること。

(g) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定し、原子炉水位又は蒸気発生器水位を制御する手段(手順、装備等)を整備すること。

(事故進展抑制)

(h) 事故進展を抑制するため、ほう酸水注入系(SLCS)、制御棒駆動機構(CRD)から注水する手順等を整備すること。(BWRの場合)

### 【適合性確認結果】

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧状態で原子炉冷却機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、タービン動補助給水ポンプ、消防ポンプおよび消火ホース等により蒸気発生器に給水することで2次系冷却機能を代替すること、また空冷式非常用発電装置を接続し電動補助給水ポンプを復旧することにより原子炉を冷却することができる。また、これらの手順を整備している。

(可搬式重大事故防止設備)

(a) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定した場合に、起動弁開放(人力による開放)、蒸気加減弁開放とあいまってタービン動補助給水ポンプを起動できるよう、タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプを起動するための可搬式バッテリーを配備している。(6月末完了予定)この可搬式バッテリーをタービン動補助給水ポンプ起動盤に接続し、タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプに給電・起動して潤滑油を供給することによりタービン動補助給水ポンプを起動する手順を整備している。(6月末完了予定)タービン動補助給水ポンプ起動後は、軸に直結された主油ポンプによって潤滑油が供給されるため、可搬式バッテリーはタービン動補助給水ポンプ起動時にのみ必要となる。

十分な期間の運転継続を行うためには、水源および駆動蒸気が必要である。補給水については、消防ポンプおよび消火ホースを用いて水源である復水ピットへ補給する手順を整備しており、枯渇することはない。また、駆動蒸気については、タービン動補助給水ポンプにより蒸気発生器に給水した水が1次冷却材の熱により蒸気となり、主蒸気管を経由してタービン動補助給水ポンプに継続して供給されることとなる。

(現場操作)

(b) 全交流電源喪失・全直流電源系統喪失を想定した場合に、手動油ポンプ

で軸受に潤滑油を供給し、起動弁と蒸気加減弁を人力で開放することによってタービン動補助給水ポンプを起動する手順を整備している。(6月末完了予定)

(復旧)

(d) 恒設代替電源である空冷式非常用発電装置を中央制御室から起動し、電動補助給水ポンプへ給電することにより、通常どおりの手順にて電動補助給水ポンプを起動することが可能である。(6月末完了予定) 空冷式非常用発電装置の燃料については非常用ディーゼル発電機のA重油が使用可能であり、7日以上運転が可能である。また、補給水については、消防ポンプおよび消火ホースを用いて水源である復水ピットへ補給する手順を整備しており、枯渇することはない。

(監視、制御)

(e) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定した場合に、原子炉水位および蒸気発生器水位を推定するために、恒設代替電源である空冷式非常用発電装置から原子炉水位および蒸気発生器水位を監視する設備に給電する手順を整備している。(6月末完了予定)

(f) 全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定した場合においても、タービン動補助給水ポンプについては、ポンプの駆動状況の確認および現地で指示値の監視が可能な計器により、作動状況を確認することができる。また、恒設代替電源である空冷式非常用発電装置から補助給水流量を監視する設備に給電する手順を整備している。(6月末完了予定)

(g) 主蒸気逃がし弁およびタービン動補助給水ポンプ流量調整弁前弁を用いた蒸気発生器水位制御手順を整備しており、全交流電源喪失・恒設直流電源系統喪失を想定した場合においても蒸気発生器の水位を制御することが可能である。

### 3. 2. 1. 5 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (5) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策

###### 【基本的要求事項】

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態では減圧機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、当該機能を復旧、代替すること等により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(ロジック追加)

(a) 原子炉水位低且つ低圧注水系が利用可能な状態で、逃がし安全弁を作動させる減圧自動化ロジックを追加すること（BWR の場合）。

(可搬式重大事故防止設備)

(b) 恒設直流電源喪失時においても、減圧用の弁（逃がし安全弁（BWR の場合）、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁（PWR の場合））を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手動設備又は可搬式代替直流電源設備を配備すること。

(c) 減圧用の弁が空気作動弁である場合、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、可搬式コンプレッサー又は窒素ポンペを配備すること。

(d) 減圧用の弁は、想定する B-DBA 時の環境条件において確実に作動すること。また、作動可能な環境条件を明確にすること。

(復旧)

(e) 恒設直流電源喪失時においても、減圧用の弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、代替電源による復旧手順が整備されていること。

(SGTR)

(f) 蒸気発生器伝熱管破損（SGTR）発生時において、当該蒸気発生器を隔離すること。隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順が整備されていること。（PWR の場合）



( I S L O C A )

(g) インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること。隔離できない場合、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、逃がし安全弁 (BWR の場合)、主蒸気逃がし弁及び加圧器逃がし弁 (PWR の場合) を作動させることなどにより原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、手順が整備されていること。

【適合性確認結果】

原子炉冷却材圧力バウンダリが高圧の状態の主蒸気逃がし弁を用いた二次系冷却や加圧器逃がし弁を用いた減圧機能が喪失し、原子炉への注水が不能となり炉心の著しい損傷に至ることや、炉心の著しい損傷後に高圧状態で原子炉容器が破損することによって格納容器直接加熱が発生し格納容器破損に至ることを防止するため、主蒸気逃がし弁や加圧器逃がし弁の動作機能を復旧、代替すること等により原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための設備を設置している。(6月末完了予定) また、手順を整備している。(6月末完了予定)

(可搬式重大事故防止設備)

(b) 恒設直流電源喪失時においても、主蒸気逃がし弁および加圧器逃がし弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、以下の対策を整備している。

主蒸気逃がし弁については、中央制御室から耐震性の確保された経路で機器へのアクセスが可能であり、手動設備としてハンドル等を設置している。

また、加圧器逃がし弁については、格納容器内に設置されていることから、可搬式代替直流電源設備として電源車から直流電源設備を通した電磁弁への給電手段を整備しており(6月末完了予定)、(c)項の窒素ポンベ等と合わせて減圧操作が可能である。

(c) 加圧器逃がし弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、窒素ポンベおよび可搬式コンプレッサを配備している。

(d) 主蒸気逃がし弁は手動ハンドルによる操作が可能であり、作動可能な環境条件として特記する事項はない。加圧器逃がし弁については、弁に供給できる作動用空気の最高圧力は 0.98MPa であり、格納容器の最高使用圧力 0.4MPa を考慮しても加圧器逃がし弁が作動するよう窒素ポンベおよび可搬式コンプレッサから作動用空気を供給できるため、想定する B-DBA 時の環

境条件において作動が可能である。また、作動可能な環境条件を手順に明記している。(6月末完了予定)

(復旧)

(e) 恒設直流電源喪失時においても、主蒸気逃がし弁および加圧器逃がし弁を作動させ原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作が行えるよう、空冷式非常用発電装置による電源復旧手順を整備している。

(SGTR)

(f) 蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)発生時において、当該蒸気発生器を隔離すること、また、隔離できない場合、加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を行う手順を整備している。

(ISLOCA)

(g) インターフェイスシステム LOCA 発生時において、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所を隔離すること、また、隔離できない場合には、原子炉を減圧し、原子炉冷却材の漏えいを抑制するために、主蒸気逃がし弁および加圧器逃がし弁を作動させること等により原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を行う手順を整備している。

### 3. 2. 1. 6 原子炉冷却材低圧時の冷却対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （6）原子炉冷却材低圧時の冷却対策

###### 【基本的要求事項】

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では原子炉冷却機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷及び格納容器の破損を防止するため、当該機能を復旧、代替すること等により原子炉を冷却する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「原子炉を冷却する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

###### （重大事故防止設備）

- (a) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- (b) 可搬式重大事故防止設備を配備すること。
- (c) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、恒設重大事故防止設備を設置すること。

###### （復旧）

- (d) 設計基準事故対処設備に代替電源を接続することにより起動及び十分な期間の運転継続ができること。

###### 【適合性確認結果】

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態では余熱除去システムを用いた原子炉冷却機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷および格納容器の破損を防止するため、可搬式代替低圧注水ポンプまたは恒設代替低圧注水ポンプにより、仮設組立式水槽またはチャンネル他の水を原子炉へ給水することで原子炉冷却機能を代替すること、代替電源である空冷式非常用発電装置を接続し、余熱除去システムを復旧することにより原子炉を冷却することができる。また、これらの手順を整備している。（6月末完了予定）

###### （重大事故防止設備）

- (a) 重大事故防止設備として、可搬式代替低圧注水ポンプと恒設代替低圧注水ポンプを配備している。

可搬式代替低圧注水ポンプは消火水システムに接続し、余熱除去系配管を通じて原子炉に注水し、炉心を冷却することができる。可搬式代替低圧注水

ポンプは専用のエンジン式発電機からの給電によって運転し、また海水を仮設組立式水槽に汲み上げて使用するため、設計基準事故対処設備である余熱除去系統に対して、多様性および独立性を有している。可搬式代替低圧注水ポンプおよび接続ホースは背面道路に保管することで位置的分散を図っている。

また、恒設代替低圧注水ポンプも消火水系統に接続し、余熱除去系配管を通じて原子炉に注水し、炉心を冷却することができる。恒設代替低圧注水ポンプは専用のエンジン式発電機からの給電によって運転し、チャンネル他を水源として使用するため、設計基準事故対処設備である余熱除去系統に対して、多様性および独立性を有している。恒設代替低圧注水ポンプは、使用済燃料ピットエリアに設置しており、位置的分散を図っている。

可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプを用いた原子炉への注水手順を整備している。(6月末完了予定)

- (b) 可搬式代替設備として可搬式代替低圧注水ポンプを配備している。
- (c) 炉心の著しい損傷に至るまでの時間的余裕のない場合に対応するため、恒設代替低圧注水ポンプを設置している。

(復旧)

- (d) 代替電源である空冷式非常用発電装置を所内電源系統に接続することにより、大容量ポンプによる原子炉補機冷却海水系統への海水供給とあいまって、設計基準対応設備としての余熱除去系統(余熱除去ポンプ、余熱除去クーラ等)を起動することができる。また、空冷式非常用発電装置および大容量ポンプならびにエンジン式発電機は発電所内に確保された燃料によって、7日間以上の運転継続が可能である。代替電源の接続による余熱除去系統の運転手順を整備している。(6月末完了予定)

### 3. 2. 1. 7 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （7）事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク (UHS) 確保対策

###### 【基本的要求事項】

最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 (UHSS) の機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止し、あるいは炉心損傷前の段階での格納容器の破損を防止するため、当該機能を復旧、代替する等して最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) 炉心損傷を防止するため、重大事故防止設備等を整備すること。

(b) 重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、多重性及び多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

(c) 取水機能の喪失により最終ヒートシンクが喪失することを想定した上で、BWR においては、サプレッションプールへの熱の蓄積により、原子炉冷却機能が確保できる一定の期間内に、十分な余裕を持って所内車載代替UHSSの繋ぎ込み及び最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。加えて、残留熱除去系 (RHR) の使用が不可能な場合について考慮すること。

また、PWR においては、タービン動補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁による2次系からの除熱により、最終的な熱の逃がし場への熱の輸送ができること。

(d) フィルタ・ベントを整備する場合は、2. (9) A(a)を準用すること。また、その使用に際しては、敷地境界での線量評価を行うこと。

###### 【適合性確認結果】

最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する系統 (UHSS) の機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷の防止、あるいは、炉心損傷前の段階での格納容器の破損を防止するため、当該機能を復旧、代替する等して最終的な熱の逃がし場へ熱を輸送する方策として大容量ポンプを配備することにより原子炉補機冷却水系統を用いた海水への熱の輸送、タービン動補助給水ポンプ、蒸気発生器および主蒸気逃がし弁による2次系冷却を用いた大気への熱の輸送を行

う設備を設置し、これらの対策の手順等を整備している。

- (a) 炉心損傷を防止するための重大事故防止設備として原子炉補機冷却海水ポンプの代替設備としての大容量ポンプによる海水供給方策を整備しており、原子炉補機冷却水システムを活用しての最終ヒートシンク対策を整備している。

具体的には、大容量ポンプは、全ての原子炉補機冷却海水ポンプが機能喪失した際に、海水を汲み上げ原子炉補機冷却海水システムの海水ストレーナに設置された接続口から、原子炉補機冷却水冷却器に海水を供給するものであり、その手順を整備している。

更に、設計基準事故対処設備としての非常用炉心冷却系が使用できない場合でも、炉心損傷を防止するための重大事故防止設備として、原子炉補機冷却海水ポンプの代替設備としての大容量ポンプを用いて、原子炉補機冷却水を格納容器再循環ユニットへ通水することによる最終ヒートシンク対策を整備している。なお、原子炉補機冷却水の沸騰防止の観点から、原子炉補機冷却水サージタンクを加圧するための窒素供給システムの代替としての窒素ボンベも配備している。(6月末完了予定)

- (b) 大容量ポンプは、可搬式のディーゼル駆動であり、通常時には津波の影響を受けない E.L. +31m の高台に配備しており、設計基準対応設備に対して多様性および独立性を有し、位置的分散を図っている。
- (c) 取水機能である原子炉補機冷却海水ポンプが機能を喪失した場合を想定して、タービン動補助給水ポンプおよび主蒸逃がし弁による蒸気発生器を介しての、2次系からの除熱を継続的に実施するために、淡水または海水をタービン動補助給水ポンプの水源である復水ピットに補給する手段を整備している。また、長期間の全交流電源喪失時にも主蒸気逃がし弁による2次系からの除熱ができるよう、現地手動操作による手順を整備している。
- (d) 上記の対策により、炉心の著しい損傷の防止、あるいは、炉心損傷前の段階での格納容器の破損の防止が可能であり、上記対策により格納容器外への排気はないため、放射性物質を大気に排出しない。

### 3. 2. 1. 8 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (8) 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策

###### 【基本的要求事項】

- 1 格納容器内雰囲気冷却機能が喪失した場合に、炉心の著しい損傷を防止するため、格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度を低下させる設備、手順等を整備すること。
- 2 炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損を防止するため、格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度、放射性物質濃度を低下させる設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 第1項及び第2項の「格納容器内雰囲気冷却の圧力及び温度、放射性物質濃度を低下させる設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(重大事故対処設備)

- (a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備（ポンプ又は水源）が機能喪失しているものとして、格納容器スプレイ代替注水設備を配備すること。代替注水設備は、設計基準事故対処設備に対して、多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。

(兼用)

- (b) 第1項の炉心損傷防止目的の設備と第2項の格納容器破損防止目的の設備は、同一設備であってもよい。

###### 【適合性確認結果】

- 1 格納容器内雰囲気冷却機能が喪失した場合に、格納容器内雰囲気冷却の圧力および温度を低下させ、炉心の著しい損傷を防止するため、恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプを配備し、消火水系統に接続することで格納容器内への注水が可能となるよう、運転操作および作業手順を整備している。（6月末完了予定）
- 2 炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器内雰囲気冷却の圧力および温度、放射性物質濃度を低下させ、格納容器の破損を防止するため、恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプを配備し、消火水系統に接続することで格納容器内への注水が可能となるよう、運転操作および作業手順を整備している。（6月末完了予定）

A 【基本的要求事項】の第1項および第2項の「格納容器内雰囲気圧力及び温度、放射性物質濃度を低下させる設備、手順等」として、以下のとおり整備している。(6月末完了予定)

(重大事故対処設備)

(a) 設計基準事故対処設備の格納容器スプレイ注水設備(格納容器スプレイポンプまたは燃料取替用水ピット)が機能喪失している場合にも、原子炉冷却材低圧時の冷却対策として整備した恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプから消火水系統、格納容器スプレイリングを通じて、格納容器内にスプレイが可能である。

恒設代替低圧注水ポンプは、専用のエンジン式発電機からの給電により運転し、水源としてチャンネル他を使用し、更に可搬式代替低圧注水ポンプも専用のエンジン式発電機からの給電により運転し、海水を仮設組立式水槽に汲み上げて使用することから、設計基準事故対処設備である格納容器スプレイポンプに対して多様性および独立性を有している。

また、津波の影響を受けない E.L. +33 m の高台および使用済燃料ピットエリアに配備することで、格納容器スプレイポンプに対して位置的分散を図っている。

また、恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプを用いた格納容器内へのスプレイ手順を整備している。(6月末完了予定)

(兼用)

(b) 恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプは、第1項の炉心損傷防止目的にも、第2項の格納容器破損防止目的にも使用する。



### 3. 2. 1. 9 格納容器の過圧破損防止対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （9）格納容器の過圧破損防止対策

###### 【基本的要求事項】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損を防止するため、格納容器内雰囲気圧力の圧力及び温度を低下させる設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「格納容器内雰囲気圧力の圧力及び温度を低下させる設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置とする。

(a) 格納容器フィルタ・ベント設備又は格納容器再循環ユニットを設置すること。

格納容器フィルタ・ベント設備を設置する場合には、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置とする。

(放射性物質低減対策)

i) 格納容器フィルタ・ベント設備は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。

(可燃性ガス対策)

ii) 格納容器フィルタ・ベント設備は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。

(悪影響防止)

iii) 格納容器フィルタ・ベント設備の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器ベント等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。

iv) また、フィルタ・ベント設備の使用に際しては、必要に応じて、格納容器の負圧破損を防止する設備、手順等を整備すること。

(現場操作)

v) 格納容器フィルタ・ベント設備の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。

vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器フィルタ・ベント設備の隔離弁の操作ができるよう、遮へいや隔離等の放射線防護対策がなされていること。

vii) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器フィルタ・ベント設備の隔離弁を操作できるよう、必要な資機材を近傍に配備

する等の措置を講じること。

(ラプチャーディスク)

viii) ラプチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器フィルタ・ベントの使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力に設定されたラプチャーディスク（格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の窒素充填を目的としたもの）を使用する場合やラプチャーディスクを強制的に手動で破壊する装置を設置する場合を除く。

(格納容器の接続位置)

ix) 格納容器フィルタ・ベント設備は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。

(放射線防護)

x) 使用後に高線量となるフィルタ等からの被ばくを低減するための遮へい等の放射線防護対策がなされていること。

#### 【適合性確認結果】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損を防止するため、格納容器内雰囲気圧力の低下および温度を低下させる設備として、大容量ポンプによる海水を直接原子炉補機冷却水系統を通じて格納容器再循環ユニットに注入することで格納容器内自然対流冷却を活用可能である。

また、これらの対策については手順を整備している。（6月末完了予定）

(a) 格納容器内雰囲気圧力の低下および温度を低下させる設備、手段として格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備している。

(放射性物質低減対策)

i) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、格納容器外に排気しないため、放射性物質を大気に排出しない。

(可燃性ガス対策)

ii) 格納容器内では水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことから、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、可燃性ガスの爆発防止等の対策は不要である。

(悪影響防止)

iii) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、他の系統・機器や他号機と共用していない。

iv) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は非凝縮性ガスの排出を行わないことから格納容器負圧破壊の懸念はない。

(現場操作等)

- v) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の隔離弁および流量調整弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができることを確認している。
- vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の隔離弁等の操作ができるよう、格納容器からの遮へいや離隔等の放射線防護対策がなされている。
- vii) 全交流電源および最終ヒートシンクが喪失した場合においても、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却ができるよう、大容量ポンプによる海水直接注入が可能なよう原子炉補機冷却水系統と原子炉補機冷却海水系統をつなぐホース等を準備している。

(ラプチャーディスク)

- viii) ラプチャーディスクは不要である。

(格納容器の接続位置)

- ix) 格納容器再循環ユニットは、溶融炉心および水没の悪影響を受けないよう、格納容器気相部に設置されている。

(放射線防護)

- x) 使用後に高線量となるようなフィルタまたは配管等は格納容器の外部に設置されておらず、被ばく低減が考慮された構造となっている。

### 3. 2. 1. 10 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (10) 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策

###### 【基本的要求事項】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損を防止するため、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。なお、格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却は、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)を抑制すること及び熔融炉心が拡がり格納容器バウンダリに接触することを防止するために行われるものである。

(a) 格納容器下部注水設備を設置すること。格納容器下部注水設備を設置する場合には、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置とする。

i) 格納容器下部注水設備（例、ポンプ車、耐圧ホース等）を整備すること。（可搬式の格納容器下部注水設備の場合は、接続する建屋内の流路を予め敷設すること。）

ii) 格納容器下部注水設備は、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。（ただし、建屋内の構造上の流路及び配管を除く。）

(b) これらの設備は、代替交流電源からの給電を可能とすること。

（熔融炉心の格納容器下部への落下遅延・防止）

B 熔融炉心の格納容器下部への落下を遅延又は防止するため、原子炉压力容器へ注水する手順等を整備すること。

###### 【適合性確認結果】

炉心の著しい損傷が発生した場合においても、恒設代替低圧注水ポンプにより格納容器内にスプレーした水は原子炉格納容器最下層に集積し、そこにある貫通口を通じて原子炉容器下の原子炉格納容器下部に流入させることにより、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却（MCCI および熔融炉心の拡がりを抑制）し、格納容器の破損を防止することが可能である。

また、これらの対策に係る運転操作および作業手順を整備している。（6月未完了予定）

A

(a) 「格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却（MCCI および熔融炉心の拡がりを抑制）する格納容器下部注水設備、手順等」として、以下の措置を実施している。

i) 原子炉低圧時の冷却対策として設置した恒設代替低圧注水ポンプは、消火水系統から格納容器スプレイリングを通じて格納容器内にも注水が可能であり、更に格納容器最下層（E.L.+17.1 m）から貫通口を通じて格納容器下部に注水できる。このため、格納容器下部注水設備として恒設代替低圧注水設備を使用することとし、消火水系統に接続するホース等を配備している。また、設計基準事故対処設備である格納容器スレイポンプ、更に原子炉冷却材低圧時の冷却対策として配備した可搬式代替低圧注水ポンプからの注水も可能である。

ii) 格納容器下部注水設備である恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプは、専用のエンジン式発電機からの給電により運転し、水源としてキャナル他を使用することから、格納容器下部への注水機能を有する格納容器スレイポンプに対して多様性および独立性を有している。

また、津波の影響を受けない E.L.+33 m の高台および使用済燃料保管建屋に配備することで、格納容器スレイポンプに対して位置的分散を図っている。

(b) 恒設代替低圧注水ポンプおよび可搬式代替低圧注水ポンプについては専用のエンジン式発電機からの給電を可能としている。

B 恒設代替低圧注水ポンプは、消火水系統から余熱除去系統を通じて原子炉容器への注水も可能である。原子炉冷却材低圧時の冷却対策として配備した可搬式代替低圧注水ポンプとあわせ、原子炉容器へ注水する手順を整備している。（6月末完了予定）

### 3. 2. 1. 1 1 格納容器内の水素爆発防止対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （1 1）格納容器内の水素爆発防止対策

###### 【基本的要求事項】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器の破損を防止するため、格納容器内の水素爆発を防止する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「水素爆発を防止する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

<BWR>

(a) 雰囲気の不活性化すること。

<PWR のうち必要な炉型>

(b) 水素濃度制御設備を設置すること。

<PWR 及び BWR 共通>

(c) 水素ガスを格納容器外に排出する場合には、排出経路での水素爆発を防止すること、放射性物質の低減設備、水素及び放射性物質濃度測定装置を設けること。

(d) 炉心の著しい損傷時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で測定できる監視設備を設置すること。

(e) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源からの給電を可能とすること。

(f) 炉心の著しい損傷後、水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発を防止する手順等を整備すること。

###### 【適合性確認結果】

大飯発電所 3, 4 号機は大型格納容器を有することから、炉心の著しい損傷が発生した場合に、ジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素が、格納容器の健全性に影響をおよぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。事故後の長期にわたって発生する水の放射線分解による水素は、その発生が緩やかなので、既存の設備、手順による対処が可能である。なお、更なる安全性向上のために、格納容器内に静的触媒式水素再結合装置を設置していることから、水の放射線分解による発生水素も含めて、格納容器内の水素濃度低減を継続的に進めることができる。（6 月末完了予定）事故時の水素濃度は、格納容器内雰囲気ガス試料採取系統設備により測定することができ、同設備への代替電源からの給電、水素濃度測

定のための手順を整備している。(6月末完了予定)

A 「水素爆発を防止する設備、手順等」として、以下を整備している。

(b) 大飯発電所 3,4 号機の原子炉格納容器は、その自由体積が大きい(72,900m<sup>3</sup>)ことから、著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素が格納容器の健全性に影響をおよぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価している。なお、更なる安全性向上のために静的触媒式水素再結合装置を設置しているため、格納容器内の水素濃度低減を進めることができる。

(c) 著しい炉心損傷時に、ジルコニウム-水反応により発生する水素が格納容器の健全性に影響をおよぼすような水素爆発を起こす可能性のある濃度に至らないことを評価しており、水素を格納容器外に排出する必要はない。

(d) 事故時の格納容器内水素濃度を測定する設備として、格納容器内雰囲気ガス試料採取系統設備を有しており、同設備により、事故時に格納容器内のガスを採取し、ガス分析計により水素濃度を測定する手順を整備している。(6月末完了予定)

(e) 上記(d)の設備の電動弁、ガス圧縮装置は安全系母線に接続しており、全交流電源喪失時においても代替交流電源としての空冷式非常用発電装置からの給電が可能となるよう手順を整備している。ガス分析計については、専用電源を配備し給電できる手順を整備している。(6月末完了予定)

(f) 炉心の著しい損傷後、水の放射線分解により長期にわたって発生する水素については、その発生が緩やかなので、既存の設備、手順による対処が可能である。なお、更なる安全性向上のために、格納容器内に静的触媒式水素再結合装置を設置しているため、水の放射線分解による発生水素も含めて、格納容器内の水素濃度低減を継続的に進めることができる。

### 3. 2. 1. 12 原子炉建屋等の水素爆発防止対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （12）原子炉建屋等の水素爆発防止対策

###### 【基本的要求事項】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、原子炉建屋、格納容器アニュラス等で水素が滞留し、水素爆発により損傷することを防止する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「水素爆発により損傷することを防止する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) 水素濃度制御設備（制御により原子炉建屋等で水素爆発のおそれがないことを示すこと）、又は水素排出設備（動的機器等に水素爆発を防止する機能を付けること。放射性物質低減機能を付けること。）を設置すること。

(b) 想定される事故時に水素濃度が変動する可能性のある範囲で推定できる監視設備を設置すること。

(c) これらの設備は、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源からの給電を可能とすること。

###### 【適合性確認結果】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、格納容器からアニュラスへ漏えいする水素がアニュラス内に蓄積し、水素爆発によりアニュラスが損傷することがないように、アニュラス空気浄化設備によりアニュラス内の水素を早期に排出する手順を整備している。

A 「水素爆発により損傷することを防止する設備、手順等」として、以下の措置を実施している。

(a) 格納容器からアニュラスへの水素漏えいを考慮し、アニュラス空気浄化設備を早期に運転することにより水素を排出する手順を整備している。アニュラス空気浄化設備は、放射性物質低減のためのよう素フィルタを含むフィルタユニットを有している。炉心損傷時における格納容器からアニュラスへの水素漏えい量の評価から、アニュラス空気浄化設備による排気を行うことにより、アニュラス内へ漏えいした水素がアニュラスの健全性に影響をおよぼすような水素爆発を起こす濃度に達しないことを確認してい



るので、同設備に対する水素爆発防止機能は不要である。

なお、炉心の著しい損傷時に、格納容器内に発生する水素は、格納容器内に設置している静的触媒式水素再結合装置（5月末設置予定）により除去されていくので、格納容器内圧力と格納容器からアニュラスへの水素漏えい量を保守的に想定し、排出を行わないとした評価においても、アニュラス内の蓄積水素濃度は2%程度であり、アニュラスの健全性に影響をおよぼすような水素爆発を起こす濃度に達しないことを確認している。

- (b) 炉心損傷時に格納容器内に発生する水素がアニュラスへ漏えいした場合に、アニュラス内の水素濃度を測定監視することのできる水素濃度計測装置をアニュラス内に設置（6月末設置予定）しており、その監視の手順を整備している。（6月末完了予定）
- (c) アニュラス空気浄化ファンおよびアニュラスに設置している水素濃度計測装置は代替交流電源である空冷式非常用発電装置からの給電を可能とするよう手順を整備している。（6月末完了予定）

### 3. 2. 1. 13 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （13）使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策

###### 【基本的要求事項】

- 1 使用済燃料貯蔵プールの冷却又は注水機能の喪失、小規模なプール水の漏えいを伴う事故が発生した場合に、使用済燃料貯蔵プール内の燃料の冷却、遮へい及び臨界防止する設備、手順等を整備すること。
- 2 大規模なプール水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位維持ができない場合に、燃料損傷を緩和し、臨界を防止する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

- A 第1項の「小規模なプール水の漏えい」とは、「4.（2）使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価」で定義する想定事故2において想定するプール水の漏えいのことである。第2項の「大規模なプール水の漏えい」とは、想定事故2において想定するプール水の漏えいを超える漏えいである。
- B 第1項の設備、手順等とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。
- (a) 代替注水設備として、可搬式代替注水設備（例、注水ライン、ポンプ車）を配備すること。
- 代替注水設備は、設計基準対応の冷却、注水設備が機能喪失し及び小規模な漏えいがあった場合でも、プール水位を維持できるものであること。
- C 第2項の設備、手順等とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。
- (a) スプレー設備として、可搬式スプレー設備（例、スプレーヘッド、スプレーライン、ポンプ車）を配備すること。
- (b) スプレー設備は、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵プールの水位維持できない場合でも、燃料損傷を緩和できるものであること。
- (c) 燃料損傷時に、できる限り環境への放射性物質の放出を低減するための設備、手順等を整備すること。
- D 第1項及び第2項の設備、手順等として、使用済燃料貯蔵プールの監視は、以下によること。
- (a) 使用済燃料貯蔵プールの水位、プール水温度、プール上部の空間線

量率について、設計基準を超える事故により変動する可能性のある範囲にわたり測定可能であること。

(b) これらの計測設備は、交流又は直流電源が必要な場合には、代替電源からの給電を可能とすること。

(c) プールの状態をカメラにより監視できること。

#### 【適合性確認結果】

- 1 使用済燃料貯蔵プールの冷却または注水機能の喪失、小規模なプール水の漏えい（サイフォン効果等によるプール水の小規模な喪失）を伴う事故が発生した場合に、必要な水位を維持することにより使用済燃料貯蔵プール内の燃料の冷却、遮へいおよび臨界防止を行うために、可搬式の消防ポンプ、ホース等を配備しており、手順についても整備している。
- 2 大規模なプール水の漏えい等により使用済燃料貯蔵プールの水位維持ができない場合に燃料損傷を緩和するために可搬式スプレー設備を配備しており、手順についても整備している。なお、水位維持ができない場合でも臨界にならないと考えられるが、念のため新燃料の配置基準を設定している。  
(6 月末完了予定)

#### B

- (a) 代替注水設備として、可搬式の消防ポンプ、ホース等を配備しており、注水のための手順についても整備している。

設計基準対応の冷却、注水設備が機能喪失しおよび小規模な漏えいがあった場合として最も水位が低下する事象は使用済燃料貯蔵プール出口配管損傷時である。この場合においても、冷却機能喪失時の蒸散量は最大  $19.44\text{m}^3/\text{h}$  であるのに対し、消防ポンプの注水能力は蒸散量を十分に上回っているため、NWL-1.2m 位置で水位を維持することが可能である。この水位は燃料頂部より約 6.5m 上であるため、燃料の冷却、遮へいおよび臨界防止が可能である。

#### C

- (a) スプレー設備として、可搬式スプレー設備(可搬式代替低圧注水ポンプ、スプレーヘッド)を配備しており、スプレーのための手順についても整備している。(6 月末完了予定)
- (b) 冷却機能喪失時の蒸散量は最大でも  $19.44\text{m}^3/\text{h}$  であり、その蒸散量を十分に上回るスプレー能力を持つ可搬式スプレー設備によりスプレーすることにより、代替注水設備によって使用済燃料貯蔵プールの水位維持できない

場合でも、燃料損傷を緩和できる。

- (c) 燃料損傷時に、可搬式スプレイ設備により損傷燃料の上から水をスプレイし、損傷燃料から大気中に放出された放射性物質をプール床面に落とすことにより、できる限り環境への放射性物質の放出を低減する手順を整備している。なお、プール水位が大きく低下する前に損傷部分を塞ぐことによりプール水の漏えいの抑制を期待できる現場資機材をあらかじめリスト化している。また、必要に応じ、補助建屋排気ファン、補助建屋給気ファンを停止することにより、放射性物質を補助建屋内に閉じ込め、できる限り環境への放出を低減する手順を整備している。（6月末完了予定）

#### D

- (a) 使用済燃料貯蔵プールの水位、プール水温度、プール上部の空間線量率について、設計基準を超える事故により変動した場合においても測定可能である。
- (b) これらの計測設備は代替交流電源である空冷式非常用発電装置からの給電が可能である。
- (c) プールの状態は代替交流電源である空冷式非常用発電装置から給電される赤外線カメラによる監視が可能である。

### 3. 2. 1. 14 補給水・水源の確保対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （14）補給水・水源の確保対策

###### 【基本的要求事項】

設計基準事故対処設備の水源に加えて、炉心の著しい損傷等の対処に必要な十分な量の水源を確保するとともに、これらの水源から設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に必要な量の水を供給できる設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「水源を確保するとともに、これらの水源から設計基準事故対処設備及び重大事故対処設備に必要な量の水を供給できる設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

- (a) 想定する B-DBA の収束までの間、十分な量の水を供給できること。
- (b) 複数の代替淡水源（例、貯水槽、ダム、貯水池など）が確保されていること。
- (c) 海を水源として利用できること。
- (d) 各水源からの移送ルートが確保されていること。
- (e) 代替水源からの移送ホース、ポンプを準備しておくこと。
- (f) 水の供給が中断することがないように、水源の切り替え手順を定めること。
- (g) 格納容器を水源とする再循環設備は、代替再循環設備等により、多重性又は多様性を確保すること。（PWR）

###### 【適合性確認結果】

設計基準事故対処設備の水源に加えて、炉心の著しい損傷等の対処に必要な十分な量の水源を確保するとともに、これらの水源から設計基準事故対処設備および重大事故対処設備に必要な量の水を供給できる設備、手順等を整備している。

A 以下のとおり設備、手順等の整備を図っている。

- (a) 以下のとおり設計基準事故を超える事故の収束までの間、十分な量の水を供給できるようになっている。

###### ① 炉心冷却のための蒸気発生器 2 次側への給水

SBO 発生後、設計基準事故対処設備としての復水ピットの水をタービ

ン動補助給水ポンプにより蒸気発生器 2 次側へ給水し、1 次冷却材系統を 170℃まで冷却した後、蒸気発生器 2 次側への給水による炉心冷却を 7 日後まで継続して行うとした場合の必要給水量は約 3,300m<sup>3</sup>であり、これまでの間に大容量ポンプにより冷温停止へ移行することができる。この必要水量を供給するために、C-2 次系純水タンク、2 次系純水タンク（予備）の淡水系タンクの水を、更には海水を供給することができるよう設備（消防ポンプ、仮設ホース等）、手順を整備している。C-2 次系純水タンクおよび 2 次系純水タンク（予備）が使用できない場合でも、これらのタンクからの給水と同等の対応として、復水ピットの水がなくなる（約 19 時間後）までに直ちに海水を復水ピットへ補給することにより、炉心の冷却を継続することができる。

②炉心への直接給水、格納容器冷却・減圧のための格納容器スプレイへの給水

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧状態で原子炉冷却機能が喪失した場合の炉心への給水のため、また、格納容器の冷却・減圧対策としての格納容器スプレイへの給水のための注水量は、格納容器再循環ユニットによる冷却に移行するまでの水量として約 3,000m<sup>3</sup>である。この給水を行うために、設計基準事故対処設備の燃料取替用水ピットの他に、No.1 淡水タンク、チャンネル、1 次系純水タンクに保有している水を給水できる設備と手順を整備（6 月末完了予定）している。更に、あらかじめ用意された接続口から海水を給水できるよう（約 15 時間後）設備、手順を整備（6 月末完了予定）している。

③使用済燃料ピットへの給水

崩壊熱による保有水の蒸散を補うために必要な補給水量は蒸散量と等しく、全炉心取出しを考慮する停止時については 19.44m<sup>3</sup>/h、運転時については 7.90m<sup>3</sup>/h となり、この給水を行うために、燃料取替用水ピットの他に、1 次系純水タンクおよび No.1 淡水タンクの水を、更には海水を給水できるよう設備（消防ポンプ、仮設ホース等）、手順を整備している。

1 次系純水タンクおよび No.1 淡水タンクが使用できない場合でも、使用済燃料ピットの冷却停止後、必要な水遮へい厚さに水位が低下するまで（停止時の場合約 2.6 日後まで）に、海水を直接使用済燃料ピットへ給水することができる。

(b) 設計基準事故対応のための淡水源に加えて、以下の複数の代替淡水源を確保している。

①蒸気発生器 2 次側への給水のための水源

・C-2 次系純水タンク

- ・2次系純水タンク（予備）
  - ②炉心への直接給水、格納容器スプレイへの給水のための水源
    - ・No.1 淡水タンク
    - ・チャンネル
    - ・1次系純水タンク
  - ③使用済燃料ピットへの給水のための水源
    - ・1次系純水タンク
    - ・No.1 淡水タンク
- (c) 以下のとおり海水を供給できるよう設備、手順を整備している。
- ①蒸気発生器2次側への給水
 

復水ピットの水がなくなる（約19時間後）までに、復水ピットへ直ちに海水を供給できる設備（消防ポンプ、仮設ホース等）、手順を整備している。
  - ②炉心への給水、格納容器スプレイへの給水
 

海水を消防ポンプにより仮設組立式水槽へ給水し、仮設組立式水槽から可搬式代替低圧注水ポンプにより、あらかじめ設けられた給水用の接続口から、炉心および格納容器スプレイへ海水を供給できる設備、手順を整備（6月末完了予定）している。
  - ③使用済燃料ピットへの給水のための水源
 

必要な水遮へい厚さ以下に水位が低下する前に、直ちに海水を直接使用済燃料ピットへ給水することができる設備（消防ポンプ、仮設ホース等）、手順を整備している。
- (d) 上記(a)の給水対応を行うための配管系統、海水を含む代替水源からの給水のための消防ポンプ、仮設ホースの複数の敷設ルートを個別要求事項に対する対策ごとに確保している。
- (e) 上記(a)の海水を含む代替水源からの給水のための消防ポンプ、仮設ホース等を整備している。給水に用いる消防ポンプ、仮設ホース等については、原子炉建屋から十分離れた高所の保管場所に保管している。
- (f) 上記(a)の給水対応を行うために、個別要求事項に対する対策ごとに海水供給を含む各水源から給水が途切れないよう、水源の切り替え手順を整備している。
- (g) 格納容器再循環サンプを水源とする再循環を行う系統として、余熱除去系統、高圧注入系統および格納容器スプレイ系統があり、余熱除去系統ラインによる再循環ができない場合でも、格納容器スプレイ系統を使って、炉心へ注水することのできる代替再循環ラインを設置しており、多重性を確保した手順を整備している。また、最終ヒートシンク喪失時に大容量が

ンプからの海水により高圧注入ポンプモータへの冷却水を供給する手順を整備（6月末完了予定）しており、これにより高圧注入系統による再循環運転が可能である。



### 3. 2. 1. 15 電源確保対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （15）電源確保対策

###### 【基本的要求事項】

電源喪失を伴う事故が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止し、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷を防止し、及び原子炉停止中に燃料の損傷を防止するために必要となる電力を確保する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「必要となる電力を確保する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

（代替電源設備）

B 代替電源設備を設けること。

（a）重大事故防止設備は、設計基準事故対処設備に対して、独立性を有し、位置的分散を図ること。

（b）可搬式代替電源（例、電源車、バッテリー）を配備すること。

（c）恒設代替電源として交流電源及び直流電源を設置すること。

（所内直流電源の容量）

（a）所内恒設蓄電式直流電源設備は、負荷切り離しを行わずに8時間、電気の供給が可能であること。ただし、「負荷切り離しを行わずに」には、中央制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない。加えて、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、電気の供給を行うことが可能であること。

（b）24時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能である可搬式直流電源設備を整備すること。

（c）更なる信頼性を向上するため、負荷切り離し（中央制御室又は隣接する電気室等において簡易な操作で負荷の切り離しを行う場合を含まない）を行わずに8時間、加えて、必要な負荷以外を切り離して残り16時間の合計24時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能であるもう1系統の特に高い信頼性を有する所内恒設直流電源設備（3系統目）を整備すること。

（d）所内直流電源設備から給電できる24時間内に十分な余裕を持って

可搬式代替電源を繋ぎ込み、給電開始できること。

(電力融通)

C 複数号機設置されている発電所では、号機間の電力融通を行えるようにしておくこと。

(a) 予め電気ケーブル等を敷設し、手動で接続できること。

(b) 敷設した電気ケーブル等が利用できない状況に備え、予備の電気ケーブル等を用意すること。

(所内電気設備)

D 所内電気設備 (モーターコントロールセンター(MCC)、パワーセンター(P/C)、金属閉鎖配電盤(メタクラ)(MC)等) は、共通要因で機能を失うことなく、少なくとも一系統は機能の維持及び人の接近性の確保を図ること。

#### 【適合性確認結果】

電源喪失を伴う設計基準事故を超える事故が発生した場合、炉心の著しい損傷を防止し、格納容器の破損を防止し、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷を防止し、および原子炉停止中に燃料の損傷を防止するために必要となる電力を確保するため、電源車、空冷式非常用発電装置の配備、直流電源の増強、号機間電力融通を実施しており、また、その手順を整備している。(6月未完了予定)

A 「必要となる電力を確保する設備、手順等」と同等以上の効果を有する措置として以下のとおりである。

(代替電源設備)

B 恒設代替電源として空冷式非常用発電装置および可搬式代替電源として電源車を配備している。(6月未完了予定)

(a) 空冷式非常用発電装置および電源車はいずれも空冷式であり、設計基準事故対処設備である非常用ディーゼル発電機と共通要因または、従属要因によって機能喪失することはない独立性を有している。また、屋外の高台 (E. L. +33m) に配備しており、原子炉補助建屋内 E. L. +10m に設置された非常用ディーゼル発電機とは位置的分散を図っている。

(b) 可搬式代替電源として電源車を配備している。電源車 1 台の容量で、想定する B-DBA において、炉心損傷および格納容器破損を防止するために必要な機器に交流電源を供給することが可能である。更に電源車から既設の充電器を介して、直流電源を供給可能である。

- (c) 恒設代替電源として空冷式非常用発電装置を、中央制御室から制御・操作可能な状態で設置している。(6月末完了予定)空冷式非常用発電装置は想定するB-DBAにおいて、炉心損傷および格納容器破損を防止するために必要な機器に交流電源を供給することが可能である。更に、空冷式非常用発電装置から既設の充電器を介して、直流電源を供給可能である。

#### (所内直流電源の容量)

- (a) 所内恒設蓄電式直流電源設備は蓄電池(非常用)2台と蓄電池(常用)1台から構成されており、中央制御室に隣接する場所において蓄電池(非常用)の簡易な負荷切り離し操作によって、蓄電池(非常用)から8時間の電気の供給が可能である。更に、蓄電池(非常用)に蓄電池(常用)を接続することで、24時間にわたり電気の供給を行うことが可能である。これらの操作を行う場所へは、耐震性の確保された建屋内にアクセスルートが確保されており、中央制御室からの移動も容易である。

なお、更なる信頼性の向上のため、次回定期検査時において蓄電池(非常用)(1,400Ah×2台⇒2,400Ah×2台)の増容量化を計画している。

- (b) 24時間にわたり、事故の対応に必要な設備に電気の供給を行うことが可能である可搬式直流電源設備として、可搬式代替電源B(b)(恒設充電器含む)を配備している。また、可搬バッテリー等も配備している。(6月末完了予定)
- (c) 更なる信頼性を向上するため、既設の蓄電池(非常用)および関連設備と位置的分散を図った位置に、もう1系統の所内直流電源設備(3系統目)の整備を計画している。
- (d) 所内直流電源設備から給電できる24時間内に十分な余裕を持って、約5時間以内に可搬式代替電源の繋ぎ込み、給電開始できることを確認している。

#### (電力融通)

C号機間の電力融通は以下の設備にて対応可能である。

- (a) 予備変圧器の2次側を経由し、安全系高圧母線間での3,4号機間の接続が可能であり、手順も整備している。
- (b) 敷設した電気ケーブル等が利用できない状況に備え、必要長さ(約15m)を上回る予備の電気ケーブルを配備している。(6月末完了予定)

#### (所内電気設備)

D 所内電気設備は、共通要因（地震、津波等）により、既設所内電気設備（安全系 2 系統）が同時にその機能を失うことなく、人の接近性を確保できる配置となっている。地震については、耐震性のある建屋内に耐震 S で設計された機器を設置している。津波については、設計津波高さ 2.85m に対し敷地が E. L. +9.3m であり、更に当該設備は、建屋内の E. L. +15.8m に設置されていることから津波による浸水の影響はない。

なお、既設所内電気設備は、恒設代替電源設備（空冷式非常用発電装置）を供給元として、炉心の著しい損傷の防止、格納容器の破損の防止、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷の防止および原子炉停止中に燃料の損傷の防止のために必要となる電力を確保できる。

また、更なる信頼性を向上するため、既設所内電気設備と位置的分散を図った恒設代替所内電気設備の設置を計画している。

### 3. 2. 1. 16 制御室

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (16) 制御室

###### 【基本的要求事項】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、可能な限り、運転員が制御室にとどまり対策操作ができる設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「可能な限り、運転員が制御室にとどまり対策操作ができる設備、手順等」とは、以下に規定する措置（制御室の遮へい設計、換気設計に加えてマネジメント（マスク、ボンベ等）により対応する場合）又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) 制御室用の電源（空調、照明他）は、代替交流電源からの給電を可能とすること。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の制御室の居住性について、次のとおり、評価すること。

i) 有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器フィルタ・ベント等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定

ii) 運転員はマスクの着用あり

iii) 交代要員体制を考慮する

iv) 判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと

(c) 制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

###### 【適合性確認結果】

炉心の著しい損傷が発生した場合に、可能な限り、運転員が制御室にとどまり対策操作ができる設備として、制御室の遮へい設計および換気設計に加えて、運転員が事故収束対応にあたる際に必要なマスク、タイベック等の放射線防護用資機材を配備している。

また、これらの設備および資機材の運用方法については手順を整備している。（6月未完了予定）

A 「運転員が制御室にとどまり対策操作ができる設備、手順等」として、想

定される事故時においても、室内にとどまる運転員の被ばく線量が実効線量100mSvを下回るような遮へい設計、事故時には外気との連絡口を遮断し、よう素フィルタを通る閉回路循環方式とし、運転員等を放射線被ばくから防護するように制御室を設置している。また、運転員が事故収束対応にあたる際に必要なマスク、タイベック等の放射線防護用資機材を配備している。

また、大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備について、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失時においても、早期に起動し、運転員の被ばく低減が可能となるように、アニュラス空気浄化設備のダンパに作動用空気を供給できるよう窒素ボンベおよび可搬式コンプレッサを配備している。(6月末完了予定)なお、この際、電源は空冷式非常用発電装置からの供給とする。

また、これらの設備および資機材の運用方法については手順を整備している。(6月末完了予定)

- (a) 制御室用の電源(空調、照明他)は、代替交流電源である空冷式非常用発電装置および電源車からの受電が可能である。
- (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の制御室の居住性について、以下のとおり評価を行い、運転員の実効線量が7日間で約6.8mSv(3号炉事故時)であり、100mSvを超えないことを確認している。
  - i) 有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスを想定
  - ii) 運転員はマスクの着用あり
  - iii) 交代要員体制を考慮する
- (c) 制御室の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、制御室への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための資機材を準備している。更に、事故時にはスクリーニング室を設けるなどの対応を実施することとしている。

### 3. 2. 1. 17 緊急時対策所

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （17）緊急時対策所

###### 【基本的要求事項】

設計基準事故を超える事故が発生した場合に、可能な限り、対策要員が緊急時対策所にとどまり、必要な対策指令を発するとともに、発電所内外の関係箇所と通信連絡し、必要な要員を収容する等の現地対策本部としての機能を維持する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「現地対策本部としての機能を維持する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

- (a) 基準地震動に対し、免震機能等により、緊急時対策所の機能を喪失しないようにするとともに、基準津波の影響を受けないこと。
- (b) 緊急時対策所と制御室は共通要因により同時に機能喪失しないこと。
- (c) 緊急時対策所は、代替交流電源からの給電を可能とすること。
- (d) 対策指令に必要な原子炉施設の情報把握ができる設備を備えること。
- (e) 対策要員の装備（線量計、マスク等）が配備され、放射線管理が十分できること。
- (f) 資機材、対策の検討に必要な資料を整備すること。
- (g) 少なくとも外部からの支援なしに1週間の間、活動するための飲料水、食料等を備蓄すること。
- (h) 居住性が確保されるように、適切な遮へい設計及び換気設計を行うこと。
- (i) 設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所の居住性については、次のとおり評価すること。
  - i) 想定する放射性物質の放出量等は東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とすること
  - ii) プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること
  - iii) 例えば、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を適切に考慮すること

iv) 判断基準は、対策要員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと

(j) 緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための区画を設けること。

#### 【適合性確認結果】

大飯発電所においては、設計基準事故を超える事故が発生した場合に備え、1号機タービン建屋横の第一事務所地下1階に建築基準法の1.5倍の耐震性を有する緊急時対策所を設けていることに加え、当該対策所が使用できないような事故においても必要な対策指令を行えるよう、3,4号機中央制御室横の会議室等に、指揮所（以下、「代替指揮所」という）を整備している。なお、代替指揮所が使用できない場合においても、1,2号機中央制御室横の会議室等が利用可能である。（6月末完了予定）

代替指揮所は、原子力事業者防災業務計画に定める原子力防災管理者および原子力防災要員のうち38名が留まり、必要な対策指令を発するとともに、発電所構内および当社の関係箇所（原子力事業本部等）や社外関係機関（原子力規制庁、自治体等）と通信連絡を行う等、対策本部としての機能を維持するための設備、手順等を整備している。

更には、より確実な災害対応を行うため、新たに免震事務棟を建設し、平成27年度上期中に運用を開始する予定である。

A「現地対策本部としての機能を維持する設備、手順等」として、以下の措置を実施している。

(a) 代替指揮所は、耐震Sクラスの原子炉補助建屋内に、高さE.L.+21.6mの場所に設置しており、大飯発電所の基準地震動（700gal）に対して機能を喪失することはない。また、設計津波高さ（1,2号機海水ポンプ前面T.P.+2.85m）よりも十分高い場所に設置しており、浸水しない。

(b) 代替指揮所は、耐震性を有すること、津波の影響を受けない場所にあること、代替交流電源（空冷式非常用発電装置）から給電することが可能であること、放射性物質放出時は必要な放射線防護措置を講じることができることから、3,4号機中央制御室との共通要因により、同時にその機能を喪失することはない。

(c) 代替指揮所の換気空調設備、照明や通信連絡設備は、代替交流電源（空冷式非常用発電装置）から受電することが可能となっている。

(d) 代替指揮所には、携行型通話装置を配備しており、これを用いて対策指



令に必要な原子炉施設の情報を把握することができる。

- (e) 代替指揮所には、対策要員の放射線管理に必要な、線量計、防護衣、防護マスク等を配備している。(6月末完了予定)
- (f) 代替指揮所には、衛星電話(ワイドスター)および緊急時通報システム(衛星ファクシミリ)等の非常用通信機器、ならびに、統合原子力防災ネットワークに接続する通信機器(衛星系)を整備している。(6月末完了予定)また、緊急事態応急対策等の活動で使用する事故時操作に係る手順、系統図およびプラント配置図等を整備している。
- (g) 代替指揮所の近傍に、対策要員が外部からの支援なしに1週間の間、活動するために必要な食料および飲料水を確保している。
- (h) 代替指揮所は、原子炉補助建屋の放射線を遮へいする壁で囲まれた中に設置されている。また、代替指揮所の換気には、中央制御室空調設備を使用することにより、事故時にはよう素フィルタや微粒子フィルタを用いて流入する放射性物質の量を低減する等の対応を行うことができる。
- (i) 3,4号機で重大事故が発生した場合の代替指揮所の居住性は、放射性物質の放出量等は東京電力福島第一原子力発電所事故と同等の放射性物質が放出され、プルーム通過時に特別な防護措置を講じた場合の評価では、対策要員の実効線量が7日間で約14mSvであり、判断基準である7日間で100mSvを超えないことを満足している。
- (j) 中央制御室横緊急時対策所の外側が放射性物質により汚染したような状況下において、緊急時対策所への汚染の持ち込みを防止するため、モニタリング、作業服の着替え等を行うための資機材を準備しており、事故時にはスクリーニング室を設けて実施することとしている。

### 3. 2. 1. 18 計装設備

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （18）計装設備

##### 【基本的要求事項】

設計基準事故を超える事故が発生し、一部の常用及び非常用の計測機器の故障によりプラントの必須情報を計測することが困難となった場合に、プラントの必須情報を推定できる設備、手順等を整備すること。

##### 【要求事項の詳細】

- A 「プラントの必須情報を推定できる設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。
- B なお、「プラントの必須情報」とは、事業者が検討すべき炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要なプラント状態を意味する。
- (a) 設計基準を超える状態におけるプラント状態の把握能力を明確にすること。（最高計測可能温度等）
  - (b) プラント状態の把握能力（最高計測可能温度等）を超えた場合のプラント状態の推定手段を整備すること。
    - i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位が推定できる手段を整備すること。
    - ii) 原子炉圧力容器及び格納容器への注水量が推定できる手段を整備すること。
    - iii) 推定するために必要なパラメータは、複数のパラメータの中から確からしさを考慮し、優先順位を定めておくこと。
  - (c) 格納容器内の温度、圧力、水位、水素濃度、放射線量率など設計基準事故を超える事故の対応に必要なパラメータが計測又は監視及び記録ができること。
  - (d) 直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測又は監視を行う手段（例、テスター、換算表等）を整備すること。

##### 【適合性確認結果】

設計基準事故を超える事故が発生し、一部の常用および非常用の計測機器の故障によりプラントの必須情報を計測することが困難となった場合に、プラントの必須情報を推定できる設備、手順等を整備している。

A 「プラントの必須情報を推定できる設備、手順等」として、以下の措置を行うための設備、手順等を整備している。

B 炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策を成功させるために把握することが必要なプラント状態について、以下のとおり推定できる設備、手順等を整備している。

(a) プラント状態の把握能力について

プラントの必須情報として、(b)～(c)に示されているパラメータの測定範囲は添付資料のとおりである。

(b) プラント状態の推定手段の整備について

i)～ii)に明記されているパラメータについては、以下のとおり推定手段を整備している。

i) 原子炉圧力容器内の温度、圧力、水位を推定する手段は、以下のとおり。

○原子炉圧力容器内の温度

- ・主パラメータ：炉心出口温度計
- ・バックアップパラメータ：1次冷却材高温側温度計（広域）、原子炉水位計

<推定概要>

炉心出口温度計の監視が不可能となった場合には、炉心出口温度よりも低い温度となることを考慮した上で、1次冷却材高温側温度計等の指示から原子炉圧力容器内の温度を推定することが可能である。

○原子炉圧力容器内の圧力

- ・主パラメータ：1次冷却材圧力計
- ・バックアップパラメータ：1次冷却材高温側温度計（広域）、加圧器水位計等

<推定概要>

1次冷却材圧力計の監視が不可能となった場合には、1次冷却材が飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度の飽和圧力として推定が可能である。

○原子炉圧力容器内の水位

- ・主パラメータ：炉心出口温度計／加圧器水位
- ・バックアップパラメータ：原子炉水位計

<推定概要>

加圧水型原子炉における原子炉水位計の位置付けは、炉心冷却

状態監視の多様性を図ることを目的とした補助パラメータであり、原子炉圧力容器内の水位監視の主パラメータは、炉心冷却状態を監視する炉心出口温度や加圧器水位計である。

炉心出口温度計や加圧器水位計の監視が不能となった場合には、原子炉水位計にて監視することが可能である。

ii) 原子炉圧力容器および格納容器への注水量を推定する手段は、以下のとおり。

○原子炉圧力容器への注水量

- ・主パラメータ：高圧注入流量計、余熱除去流量計、1次冷却材圧力計等
- ・バックアップパラメータ：高圧注入ポンプ吐出圧力計、余熱除去ポンプ吐出流量計、1次冷却材高温側温度計（広域）等

<推定概要>

原子炉圧力容器への注水状況については、炉心冷却のために原子炉圧力容器へ注入する系統の流量計から注入状態を確認し、その結果の確認として炉心冷却状況が確認できる1次冷却材圧力計等で推定することができる。

これらの監視が不可能になった場合には、原子炉圧力容器への注水状況や炉心冷却状況については、1次冷却材温度計、原子炉水位計等にて推定することが可能である。

○格納容器への注水量

- ・主パラメータ：燃料取替用水ピット水位計
- ・バックアップパラメータ：高圧注入流量計、余熱除去流量計等

<推定概要>

燃料取替用水ピット水位計の監視が不能となった場合には、注水ラインの流量計である高圧注入流量計や余熱除去流量計等から推定することが可能である。

iii) 推定するために必要なパラメータは、基本的には主パラメータの計測機器が複数台設置されていることから、一部の計測機器が故障した場合でも、他の計測機器による監視で推定が可能である。

複数台設置されている主パラメータの計測機器が全て故障した場合に、バックアップパラメータを活用することになるが、複数のバックアップパラメータが存在する場合には、それらの全ての情報から総合的に判断することとなる。

よって、必要なパラメータを推定する場合は、主パラメータのうち故障していない計測機器によって推定することを基本とし、主パラメ

ータがすべて故障した場合は、バックアップパラメータを活用することとしている。

(c) 格納容器内のパラメータについて

格納容器内に係るパラメータの計測または監視および記録できる手段を添付資料のとおり整備している。また、各パラメータを推定する手段は、以下のとおり整備している。

○格納容器内の温度

- ・主パラメータ：格納容器温度計
- ・バックアップパラメータ：格納容器圧力計

<推定方法>

格納容器温度計の監視が不可能となった場合には、格納容器内  
が以下の条件から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧  
力の関係を利用して格納容器圧力計による推定が可能である。

- これまでに損傷炉心を冷却するための水が、1次系または格  
納容器内に注水されていること。
- 過去の温度、圧力履歴が、格納容器内飽和温度／圧力の関係  
から判断して飽和状態で推移していると判断されること。

○格納容器内の圧力

- ・主パラメータ：格納容器圧力計
- ・バックアップパラメータ：格納容器温度計

<推定方法>

格納容器圧力計の監視が不可能となった場合には、格納容器内  
が以下の条件から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度／圧  
力の関係を利用して格納容器温度計による推定が可能である。

- これまでに損傷炉心を冷却するための水が、1次系または格  
納容器内に注入されていること。
- 過去の温度、圧力履歴が、格納容器内飽和温度／圧力の関係  
から判断して飽和状態で推移していると判断されること。

○格納容器内の水位

- ・主パラメータ：格納容器再循環サンプル水位計（広域）
- ・バックアップパラメータ：格納容器再循環サンプル水位計（狭域）、  
高圧注入流量計等

<推定方法>

格納容器再循環サンプル水位計（広域）の監視が不可能となった  
場合には、格納容器再循環サンプル水位計（狭域）、または格納容  
器への注水ラインである高圧注入流量計や余熱除去流量計等か

ら注入量を評価し、注水量と原子炉格納容器内水位との関係から推定が可能である。

○格納容器内の水素濃度

- ・主パラメータ：ガス分析計
- ・バックアップパラメータ：格納容器への注水状況による解析結果

<推定方法>

ガス分析計によるガス成分分析により、水素濃度を計測可能である。

分析計が活用できない場合については、炉内ジルコニウム-水反応割合を運転状態から仮定し、その反応割合に応じた水素濃度を解析結果から推定が可能である。

○格納容器内の放射線量率

- ・主パラメータ：格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）
- ・バックアップパラメータ：格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト

<推定方法>

格納容器高レンジエリアモニタ（高レンジ）による監視が不可能になった場合には、格納容器高レンジエリアモニタ（低レンジ）、または格納容器内が著しく高線量になっていれば、その影響が近傍のモニタリングポスト（No. 5）の指示値に現れることから推定が可能である。

(d) 特に重要なパラメータについて

計測装置は交流電源駆動であり、電源は恒設交流電源と恒設直流電源（蓄電池＋インバータ）の双方から給電できる電源構成になっている。全交流電源喪失状態において恒設直流電源が機能喪失した場合は、恒設代替電源（空冷式非常用発電装置）および可搬式代替電源（電源車）からの給電によって計測または監視が可能である。

したがって、直流電源喪失時に、特に重要なパラメータを計測または監視を行う手段（例、テスター、換算表等）と同等以上の効果を有している。

### 3. 2. 1. 19 モニタリング設備

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (19) モニタリング設備

###### 【基本的要求事項】

- 1 炉心の著しい損傷が発生した場合でも、陸上及び海洋において、原子炉施設から放出される放射性物質及び放射線の状況を監視、測定、記録する設備、手順等を整備すること。
- 2 また、風向、風速等を測定、記録する設備、手順等も整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「放出される放射性物質及び放射線の状況を監視、測定、記録する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) モニタリング設備は、炉心損傷及び格納容器破損した場合に放出されると想定される放射性物質及び放射線を測定できるものであること。

(b) 恒設モニタリング設備（例：モニタリングポスト）が機能喪失しても代替し得る十分な台数のモニタリングカー又は可搬式代替モニタリング設備を配備すること。

(c) 恒設モニタリング設備は、代替交流電源からの給電を可能とすること。

(d) 敷地外でのモニタリングは、他の機関との適切な連携体制を構築すること。

（復旧作業）

B 事故後の周辺汚染により測定ができなくなることを避けるため、バックグラウンド低減対策を検討しておくこと。

###### 【適合性確認結果】

- 1 炉心の著しい損傷が発生した場合でも、陸上および海洋（敷地境界沿岸部）において、原子炉施設から放出される放射性物質については、恒設モニタリング設備（モニタステーション）および代替モニタリング設備（モニタリングカー）により監視、測定、記録するとともに、放射線の状況を恒設モニタリング設備（モニタリングポスト）および代替モニタリング設備（モニタリングカー、可搬型モニタリングポスト）で監視、測定、記録し、その手順等も整備している。

2 発電所構内には、放射性気体廃棄物の放出管理、発電所周辺の一般公衆の被ばく線量評価および一般気象データ収集のために、風向、風速等を観測・記録する気象観測設備を設置している。また、モニタリングカーに風向、風速が観測可能な装置を配備しており、任意の風下方向での測定、記録が可能であり、その手順等も整備している。

A 「放出される放射性物質及び放射線の状況を監視、測定、記録する設備、手順等」として、以下の措置を実施している。

(a) モニタリング設備は、以下のとおり炉心損傷および格納容器破損した場合に放出されると想定される放射性物質および放射線を測定できるものであることを確認している。

空間放射線量率を連続的に測定、記録するために、敷地境界周辺（沿岸部含む）にモニタリングポスト 6 台を設けている。これらの空間放射線量率測定範囲は、 $10 \text{ nGy/h} \sim 10^8 \text{ nGy/h}$  であり、「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める測定上限値 ( $10^{-1} \text{ Gy/h}$ ) を満足している。なお、福島第一原子力発電所の敷地周辺の最大空間放射線量率は、約  $10^7 \text{ nGy/h}$  である。

放射性物質濃度測定は、モニタステーションにより測定し、空間放射線量率と同様に「発電用軽水型原子炉施設における事故時の放射線計測に関する審査指針」に定める要求（測定上限値  $3.7 \times 10^1 \text{ Bq/cm}^3$ ）を満足している。

(b) モニタリングポストが機能喪失しても、以下のとおり代替し得る十分な台数のモニタリングカーまたは可搬型モニタリングポストを配備している。

放射性物質の異常放出があった場合、敷地周辺の放射性物質濃度および空間放射線量率の測定を行うために、モニタリングカー 1 台を用いる。必要に応じて、大飯発電所以外に全 5 台のモニタリングカーを保有しており融通可能である。更に、原子力事業者間協力協定に基づき、モニタリングカー 11 台を融通可能である。

また、モニタリングポストの代替設備として、可搬型モニタリングポストを同数（6 台）所有しており、敷地周辺の放射線の測定、記録を行うことが可能である。

上記のモニタリングカーや可搬型モニタリングポスト以外にも、可搬式サンプラや放射線測定器を組み合わせることで、状況に応じて、構内外の放射性物質および放射線の状況を監視、記録できる。

なお、沿岸部海水の放射性物質の状況については、サンプリング治具



を用いて試料採取し、核種分析装置により測定、記録が可能である。

(c) モニタリングポストの電源については、非常用所内電源に接続しているうえに、万が一停電した場合においても、代替交流電源として、約 24 時間の機能担保できる無停電電源装置、あるいはガソリン発電機により給電が可能である。

また、可搬型モニタリングポストについては、専用外部バッテリーで給電し、ガソリン発電機からの給電も可能である。

(d) 敷地外でのモニタリングについては、原子力災害対策指針（案）に基づき、国・地方公共団体との適切な連携体制を構築している。

(復旧作業)

B プルーム通過の際にモニタリングポストが汚染することを想定し、モニタリングポスト周りに汚染対策（ビニールシート養生等）を行うとともに、必要に応じ、以下の対策を実施することで、バックグラウンド低減を図ることができる。

- ・装置（検出器）周りの除染
- ・アスファルト、コンクリート面の除染
- ・周辺土壌の入替または鉄板等の敷設
- ・周辺樹木の伐採等

### 3. 2. 1. 20 通信連絡設備

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### (20) 通信連絡設備

###### 【基本的要求事項】

設計基準事故を超える事故が発生した場合に、原子力発電所内外の必要箇所と連絡をとるための設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「必要箇所と連絡をとるための設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

(a) 通信連絡設備は、代替電源（電池等の予備電源を含む）からの給電を可能とすること。

(b) 計測等された特に重要なパラメータは必要な箇所で共有する手段を整備すること。

###### 【適合性確認結果】

設計基準事故を超える事故が発生した場合に、原子力発電所内外（現場間、現場と中央制御室、あるいは発電所対策本部（代替指揮所）と原子炉設置者の本店、原子力事業本部および、国、オフサイトセンター等）の必要箇所と連絡をとるためのトランシーバー、携行型通話装置、衛星電話等の通信連絡設備を発電所対策本部（代替指揮所）へ設置するとともに、手順等を整備している。

A 「必要箇所と連絡をとるための設備、手順等」として、以下の措置を実施している。

(a) 発電所対策本部（代替指揮所）に設置している通信連絡設備（携行型通話装置は電池式であるため除く）は、代替電源（空冷式非常用発電装置）に接続しているため、設計基準事故を超える事故が発生した場合においても給電が可能である。

(b) 原子炉圧力容器の状態を把握するために必要な温度、圧力等、特に重要なパラメータについては、上記に示すとおり、トランシーバー、携行型通話装置、衛星電話等の通信連絡設備を介して必要な関係箇所と情報共有することとしている。

### 3. 2. 1. 21 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

#### 2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）

##### （21）敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

###### 【基本的要求事項】

炉心の著しい損傷及び格納容器の破損に至った場合又は使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の拡散を抑制する設備、手順等を整備すること。

###### 【要求事項の詳細】

A 「敷地外への放射性物質の拡散を抑制する設備、手順等」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する措置を行うための設備、手順等をいう。

- (a) 原子炉建屋に放水できる設備を配備すること。
- (b) 放水設備は、航空機燃料火災に対応できること。
- (c) 放水設備は、移動する等して、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能なこと。
- (d) 放水設備は、複数プラント同時使用を想定し、所内プラント基数の半数分（端数は切り上げ）を配備すること。
- (e) 海洋への放射性物質の拡散を抑制する設備、手順等を整備すること。

###### 【適合性確認結果】

炉心の著しい損傷および格納容器の破損に至った場合または使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷に至った場合に、敷地外への放射性物質の拡散を抑制するため、損傷箇所へ放水できる設備として放水砲を配備し、更に汚染水が海洋へ拡散することを抑制する設備としてシルトフェンス（垂下型汚濁水拡散防止膜）を配備し、手順を整備している。（6月末完了予定）

A 「敷地外への放射性物質の拡散を抑制する設備、手順等」として、以下の措置を実施している。

- (a) 原子炉建屋に放水できる設備として放水砲を配備している。放水砲は、放射性物質の拡散を抑制するため、グラウンドレベル（E. L. +9.7m）からの放水を仮定しても格納容器頂部（E. L. +83m）まで放水可能な能力（最大射高 76m）を有している。また、放水砲には大容量ポンプを用いて海水を供給することとしており、放水可能量は、国内最大の約 1,200m<sup>3</sup>/h（ノズル圧力：0.8MPa）である。
- (b) 放水砲は、大容量ポンプにて泡消火剤を混合して放水することで、航

空機燃料火災にも対応することができる。配備している泡消火剤（メガフォーム CV-1）は、平成 18 年消防庁告示第 2 号「大容量放水砲用泡消火薬剤基準」に準拠している。

- (c) 放水砲は車輪を装備し、トラックにより牽引することで移動でき、また、放水ノズルは上下角度（ $+35^{\circ}$  ～ $+75^{\circ}$ ）と旋回角度（左右各  $30^{\circ}$ ）を調整できることから、複数の方向から原子炉建屋に向けて放水することが可能である。放水砲の保管場所は、意図的な航空機衝突も考慮し、移動用トラックとともに原子炉建屋から 100m 以上離れた高台に保管している。放水に際しては、背面道路（E. L. +33m）側から原子炉建屋に接近し、放水することとしており、手順についても整備している。（6 月末完了予定）
- (d) 放水砲は 2 台（所内プラント基数の半数分）配備しており、複数プラント同時使用が可能である。
- (e) 海洋への汚染水の拡散を抑制する設備として、福島第一原子力発電所で使用実績のあるシルトフェンスを配備している。シルトフェンスは、フロート（浮き）から汚染水拡散防止用のカーテン（ポリエステル製）を重りで吊るす構造となっており、汚染水の拡散を抑制するため、設置場所の幅および水深に合わせて水中全体的にカーテンが広がるよう設置できる仕様としている。設置場所は、汚染水の海洋への流入経路を考慮して取水路と放水口の 2 箇所とし、汚染水の拡散をより少なくするため、各々二重に設置することとしており、手順についても整備している。（6 月末完了予定）

### 3. 2. 2 設計基準を超える外部事象への対応

#### 3. 2. 2. 1 可搬設備等による対応

#### 3. 設計基準を超える外部事象への対応

##### (1) 可搬設備等による対応

##### 【基本的要求事項】

大規模な自然災害、又は意図的な航空機衝突等のテロリズムにより、プラントが大規模に損傷した状況において、以下の項目についての手順書を作成すること。また、手順書に従って活動を行うための体制及び資機材の整備を行うこと。

一 大規模な火災に対する消火活動

二 炉心損傷を緩和するための対策

三 格納容器破損を緩和するための対策

四 放射性物質の放出を最小化するための対策

五 使用済燃料貯蔵プールにおいて必要な水位を維持するための対策及び燃料損傷を緩和するための対策

(注) 「2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）」に要求事項を規定している。

##### 【要求事項の詳細】

A 「大規模な火災に対する消火活動」については、以下によること。

(a) 意図的な航空機衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備すること。

B 「2. 重大事故対策における要求事項（個別対策別の主な設備等について）」の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備すること。

(4) 原子炉冷却材高圧時の冷却対策

(5) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策

(6) 原子炉冷却材低圧時の冷却対策

(7) 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策

(8) 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策

(9) 格納容器の過圧破損防止対策

(10) 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策

(11) 格納容器内の水素爆発防止対策

(12) 原子炉建屋等の水素爆発防止対策

(13) 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策

(14) 補給水・水源の確保対策

(15) 電源確保対策

(21) 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

C 上記の項目について、意図的な航空機衝突等のテロリズムなども想定した手順等を整備すること。

#### 【適合性確認結果】

大規模な自然災害、または意図的な航空機衝突等のテロリズム等により、プラントが大規模に損傷した状況において、以下の項目についての手順書を整備している。(6月末完了予定) また、手順書に従って活動を行うための体制および資機材についても整備している。(6月末完了予定) なお、二、三、四、および五については3. 2. 1. 1項から3. 2. 1. 2 1項の対応状況に示したとおりである。

- 一 大規模な火災に対する消火活動
- 二 炉心損傷を緩和するための対策
- 三 格納容器破損を緩和するための対策
- 四 放射性物質の放出を最小化するための対策
- 五 使用済燃料貯蔵プールにおいて必要な水位を維持するための対策および燃料損傷を緩和するための対策

A

- (a) 「大規模な火災に対する消火活動」については、意図的な航空機衝突による外部火災を想定し、泡放水砲等を用いた消火活動についての手順等を整備している。(6月末完了予定)

B 新規制基準(重大事故対策)の2. 項の以下の項目について、大規模な自然災害を想定した手順等を整備している。(6月末完了予定)

- (4) 原子炉冷却材高圧時の冷却対策
- (5) 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策
- (6) 原子炉冷却材低圧時の冷却対策
- (7) 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策
- (8) 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策(格納容器スプレイ)
- (9) 格納容器の加圧破損防止対策
- (10) 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策
- (11) 格納容器内の水素爆発防止対策
- (12) 原子炉建屋等の水素爆発防止対策
- (13) 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策

- (14) 補給水・水源の確保対策
- (15) 電源確保対策
- (21) 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策

C 上記の項目について、意図的な航空機衝突等のテロリズム等も想定した手順等を整備している。(6月末完了予定)

### 3. 2. 2. 2 特定安全施設

#### 3. 設計基準を超える外部事象への対応

##### (2) 特定安全施設

##### 【基本的要求事項】

(特定安全施設の要件)

- 1 特定安全施設は、次の各号により設置しなければならない。
  - 一 特定安全施設は、原子炉建屋への意図的な大型航空機の衝突に対して必要な機能が損なわれないよう適切な措置を講ずること。
  - 二 特定安全施設は、基準地震動及び基準津波に対して必要な機能が損なわれないよう適切な措置を講ずること。
  - 三 格納容器の破損を防止するために必要な設備を整備すること。
  - 四 一定期間にわたって使用できるよう設備の設計を行うこと。(特定安全施設の機能を維持するための体制の整備)
- 2 特定安全施設の機能を維持するための体制を整備すること。

##### 【要求事項の詳細】

- A 第一号における「原子炉建屋への意図的な大型航空機の衝突に対して必要な機能が損なわれないよう適切な措置を講ずること」とは、例えば、原子炉建屋と特定安全施設が同時に破損することを防ぐために必要な離隔距離（例えば 100m 以上）を確保すること、又は意図的な航空機衝突に対して頑健な建屋に収納することをいう。
- B 第二号における「基準地震動及び基準津波に対して必要な機能が損なわれないよう適切な措置を講ずること」とは、基準地震動及び基準津波に対する設計基準上の許容限界は設計基準と同じものを適用する（例えば、基準地震動に対して設計基準上の許容値を適用する）が、可能な限り、設計基準における防護措置とは性質の異なる対策（多様性）を講じること等により、基準地震動を一定程度超える地震動及び基準津波を一定程度超える津波に対して頑健性を高めること。

例えば、設計基準事故対処設備は剛構造であるのに対し、特定安全施設に属する設備については、免震、制震構造を有し、水密性が保証された建屋又は高台に設置された建屋等に収納することをいう。
- C 第一号及び第二号を一の施設が同時に満たす必要はなく、複数の施設で要求を満たしてもよい。
- D 第三号における「格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に規定する措置又はこれと同等以上の効果を有する設備をいう。



- (a) 以下の機能を有すること。
- i. 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作機能（例えば、緊急時制御室からの原子炉減圧操作設備）
  - ii. 炉内の熔融炉心の冷却機能（例えば、原子炉内への低圧注水設備）
  - iii. 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却機能（例えば、格納容器下部への注水設備）
  - iv. 格納容器内雰囲気気の冷却・減圧・放射性物質低減機能（例えば、格納容器スプレイへの注水設備）
  - v. 格納容器の過圧破損防止機能（例えば、フィルタ・ベント（排気筒を除く））
  - vi. 格納容器内の水素爆轟防止機能（必要な炉型）（例えば、水素濃度制御設備）
  - vii. サポート機能（例えば、電源設備、計装設備、通信連絡設備）
  - viii. 上記設備の関連機能（例えば、減圧弁、配管等）
- (b) 上記の機能を制御する緊急時制御室を設けること。
- (c) 上記の機能を有する設備は、設計基準事故対処設備及び2. 重大事故対策における要求事項によって整備された設備に対して、可能な限り、多重性又は多様性及び独立性を有し、位置的分散を図ること。
- (d) 格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、制御室から移動し緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、同様の評価を行うこと。この場合に想定する放射性物質の放出量等は東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とすること。
- (e) 通信連絡設備は緊急時制御室に整備され、中央制御室、発電所内緊急時対策所その他の必要箇所との通信連絡を行えるものであること。
- (f) 電源設備は、「格納容器の破損を防止するために必要な設備」に電力を供給するものであり、特定安全施設の第一号及び第二号の要件を満たすこと。同電源設備には、可搬式代替電源及び恒設代替電源のいずれからも接続できること。なお、電源設備は、特定安全施設であるが、著しい炉心損傷のおそれが生じた場合にも活用可能である。
- E 第四号における「一定期間」とは、外部からの支援が受けられるまでの期間（例えば、少なくとも7日間）必要な設備が機能するに十分な容量を有するよう設計を行うことをいう。

## 【適合性確認結果】

(特定安全施設の要件)

1 特定安全施設は、次の各号のとおり設置する計画である。(平成29年度を目処に完了予定)

一 特定安全施設は、原子炉建屋への意図的な大型航空機の衝突により、格納容器の破損による多量の放射性物質の放出を抑制するための機能が損なわれないように、原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備、炉内の熔融炉心の冷却設備、格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却設備、格納容器の冷却・減圧・放射性物質低減設備、格納容器の除熱・減圧設備、およびそのサポート設備とする。

また、それらの設備は、原子炉建屋からの離隔距離の確保または地形・周辺構造物等により、航空機が衝突困難であることを考慮した頑健な建屋に収納する計画である。

二 特定安全施設は、基準地震動および基準津波に対して必要な機能が損なわれないよう、許容限界は設計基準と同じものを適用する計画である。

三 格納容器の破損を防止するために必要な設備として、以下の設備を整備する計画である。

- ・ 加圧器逃がし弁の操作設備
- ・ 熔融炉心の冷却設備
- ・ 格納容器下部への注水設備
- ・ 格納容器スプレイへの注水設備
- ・ フィルタ・ベント
- ・ 電源設備
- ・ 計装設備
- ・ 緊急時制御室
- ・ 通信連絡設備

四 外部支援なしに7日間にわたり給電可能な容量の燃料タンク、給水可能な容量の多目的タンクを設ける計画である。

(特定安全施設の機能を維持するための体制の整備)

2 特定安全施設からの監視操作ができる体制を整備する計画である。

A 特定安全施設は、意図的な航空機衝突に対して地形・周辺構造物等により、航空機が衝突困難であることを考慮した頑健な建屋に収納する計画である。

B 特定安全施設の設計においては、基準地震動および基準津波に対する許容

限界に一定の裕度を持たせたようにする計画である。

C 特定安全施設の設計においては、「意図的な航空機衝突」および「基準地震動および基準津波」への耐性を同一施設で満たす計画である。

D

(a) (i)、(ii)、(iii)、(iv)、(v)、および(vii)については上述のとおり。

なお、(vi)の機能については不要な炉型である。

(b) (i)、(ii)、(iii)、(iv)、(v)、および(vii)の機能を制御する緊急時制御室を設置する計画である。

(c) (i)、(ii)、(iii)、(iv)、(v)、および(vii)の設備は、設計基準対処設備および2. 重大事故対策における要求事項によって整備された設備に対して、可能な限り、多重性または、多様性および独立性を有し、位置的分散を図る計画である。

(d) 格納容器破損防止対策が有効に機能しなかった場合は、緊急時制御室で対処することを想定し、緊急時制御室の居住性について、同様の評価を行い、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないことを確認する予定である。この場合に想定する放射性物質の放出量等は東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とする。

(e) 緊急時制御室には、中央制御室、発電所内緊急時対策所（代替指揮所）と通信連絡を行える通信連絡設備を整備する計画である。

(f) 電源設備を特定安全施設に設置することで「意図的な航空機衝突」および「基準地震動および基準津波」への耐性を有したようにする計画である。また、同電源設備には、可搬式代替電源および恒設代替電源のいずれかからも接続できるように設計する計画である。なお、同電源設備は、特定安全施設用に独立した電源であるが、著しい炉心損傷が生じた場合を含め、活用可能なように設計する計画である。

E 特定安全施設は、少なくとも7日間機能するに十分な燃料を有する設計を計画している。

### 3. 2. 3 重大事故対策の有効性評価

#### 3. 2. 3. 1 炉心損傷防止対策および格納容器破損防止対策の有効性評価

##### 4. 重大事故対策の有効性評価

###### (1) 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

###### 【基本的要求事項】

(炉心損傷防止対策に係る有効性評価)

- 1 原子炉設置者は、炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故の発生を想定し、炉心の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。

(格納容器破損防止対策に係る有効性評価)

- 2 原子炉設置者は、炉心の著しい損傷に伴って発生するおそれのある格納容器破損モードを想定し、格納容器が破損に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。

###### 【要求事項の詳細】

(炉心損傷防止対策に係る有効性評価)

- A 「炉心の著しい損傷のおそれがある設計基準事故を超える事故」とは、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉の安全性を損なうことがないよう設計することを求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、著しい炉心損傷に至る可能性のある以下の事故シーケンスグループとする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何に関わらず、必ず対象に含めなければならない。

###### (a) 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ

###### i) BWR

- ・ 高圧・低圧注水機能喪失
- ・ 高圧注水・減圧機能喪失
- ・ 全交流電源喪失
- ・ 崩壊熱除去機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ LOCA 時注水機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）

###### ii) PWR

- ・ 2次系からの除熱機能喪失
- ・ 全交流電源喪失

- ・ 原子炉補機冷却水系機能喪失
- ・ 格納容器の除熱機能喪失
- ・ 原子炉停止機能喪失
- ・ ECCS 注水機能喪失
- ・ ECCS 再循環機能喪失
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

(b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- i) 個別プラントの内部事象に関する確率論的リスク評価（PRA）及び外部事象に関するPRA（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ii) その結果、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、対策を要する事故シーケンスグループとして追加すること。なお、「有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループ」とは、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループと炉心損傷頻度又は影響度の観点から同程度のものとする。

B 「炉心の著しい損傷を防止するための適切な措置を講じなければならない」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定される事故シーケンスグループのうち炉心損傷後の格納容器の機能に期待できるものにあつては、炉心損傷を防止するための十分な対策が計画されており、かつ、その対策が想定する範囲内で有効性があることを確認する。
- (b) 想定される事故シーケンスグループのうち炉心損傷後の格納容器の機能に期待することが困難なもの（格納容器先行破損シーケンス、格納容器バイパス）にあつては、炉心損傷を防止する対策に有効性があることを確認する。

C 「有効性があることを確認する」とは、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。

- (a) 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。
- (b) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力の 1.2 倍又は限界圧力を下回ること。
- (c) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること。

- (d) 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度は又は限界温度を下回ること。
- D 「十分な対策が計画されており」とは、国内外の先進的な対策と同等のものが講じられていることをいう。
- E 「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」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。ただし、燃料被覆管の最高温度及び酸化量については、十分な科学的根拠が示される場合には、この限りでない。
- (a) 燃料被覆管の最高温度が 1,200°C以下であること。
- (b) 燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの 15%以下であること。
- F LOCA のように原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失を起因事象とする場合には、C(b)の評価項目を適用する必要はない。
- G 限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。
- (格納容器破損防止対策に係る有効性評価)
- H 第 2 項の「格納容器破損モード」とは、以下のものとする。なお、(a)の格納容器破損モードについては、(b)における格納容器破損モードの検討結果如何に関わらず、必ず対象に含めなければならない。
- (a) 原子力規制委員会が指定する格納容器破損モード
- i) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
  - ii) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - iii) 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用
  - iv) 水素燃焼
  - v) 格納容器直接接触（シェルアタック）
  - vi) 溶融炉心・コンクリート相互作用
- (b) 個別プラント評価で抽出した格納容器破損モード
- i) 原子炉設置者は、個別プラントの内部事象に関する P R A 及び外部事象に関する P R A（適用可能なもの）又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
  - ii) その結果、原子力規制委員会が指定する格納容器破損モードに含まれない有意な頻度又は影響をもたらすモードが抽出された場合には、対策を要する格納容器破損モードとして追加すること。
- I 「格納容器の破損を防止するための適切な措置を講じなければならない」とは、次に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 想定される格納容器破損モードに対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外への放出されることを防止する対策に有効性があることを確認する。
- J 「有効性があることを確認する」とは、上記の格納容器破損モードに対して、以下の評価項目を概ね満足することを確認することをいう。
- (a) 格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高使用圧力又は限界圧力を下回ること
  - (b) 格納容器バウンダリにかかる温度は、最高使用温度又は限界温度を下回ること
  - (c) 放射性物質の総放出量は、放出量の性能要求値を超えないこと
  - (d) 原子炉圧力容器破損までに原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は2.0MPa以下に低減されていること
  - (e) 急速な炉外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと
  - (f) 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること
  - (g) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(a)の要件を満足すること
  - (h) 格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拡がり格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること
  - (i) 熔融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること
- K 限界圧力又は限界温度を判断基準として用いる場合には、その根拠と妥当性を示すこと。
- L J項(f)の「格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」とは、以下の要件を満たすこと。
- (a) 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であること

#### 【適合性確認結果】

- 1 炉心の著しい損傷の恐れがある設計基準事故を超える事故として想定した事故シーケンスグループに対して、炉心の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じている。
- 2 炉心の著しい損傷に伴って発生する恐れのある格納容器破損モードに対して、格納容器が破損に至るのを防止するための適切な措置を講じている。

A

- (a) 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループを炉心の著しい損傷の恐れがある設計基準事故を超える事故として想定している。
- (b) 要求事項に基づき、下記のとおり実施している。
  - i) PRA の知見を踏まえ、外的事象も考慮した炉心損傷に至る事故シナリオ（事象進展）を決定論的に分析し、事故シーケンスグループを抽出した。
  - ii) その結果、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ以外の事故シーケンスグループは抽出されなかった。

B

- (a) 想定される事故シーケンスグループのうち格納容器の機能に期待できる 2 次系からの除熱機能喪失、全交流電源喪失、原子炉補機冷却水系機能喪失、原子炉停止機能喪失、ECCS 注水機能喪失、ECCS 再循環機能喪失は、炉心損傷を防止する対策がその対策が想定する範囲内で有効性があることを確認している。
- (b) 想定される事故シーケンスグループのうち格納容器の機能に期待することが困難な格納容器の除熱機能喪失、格納容器バイパスは、炉心損傷を防止する対策に有効性があることを確認している。

C 有効性があることを確認する際には、評価項目を概ね満足していることを確認している。

D 炉心損傷を防止する対策に対して有効性を確認している想定範囲は、国内外の先進的な対策の想定範囲と同等である。

E 炉心損傷防止対策に係る有効性評価において、「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」を、炉心が露出しないこともしくは炉心が露出する場合には【要求事項の詳細】の E 項の要件を判断基準として実施している。

F 炉心損傷防止対策に係る有効性評価において、LOCA のように原子炉冷却材圧力バウンダリの喪失を起因事象とする場合には、【要求事項の詳細】C(b) 項の評価項目を適用せず実施している。

G 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に関しては、最高使用圧力の 1.2



倍を判断基準として用いている。格納容器バウンダリにかかる圧力と温度に関しては、財団法人 原子力発電技術機構の「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（平成15年3月）に基づき、2Pd、200℃を判断基準としている。

#### H

- (a) 原子力規制委員会が指定する格納容器破損モードを評価対象に有効性評価を実施している。
- (b) 要求事項に基づき、下記のとおり実施している。
  - i) PRAの知見を踏まえ、外的事象も考慮した炉心損傷後の事故シナリオ（事象進展）を決定論的に分析し、格納容器破損モードを抽出した（CVバイパス事象を除く）。
  - ii) その結果、原子力規制委員会が指定する格納容器破損モード以外の格納容器破損モードは抽出されなかった。

#### I

- (a) 想定される格納容器破損モードである雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱、水素燃焼、溶融炉心・コンクリート相互作用に対して、格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止する対策に有効性があることを確認している。また、同じく想定される格納容器破損モードである炉外の溶融燃料－冷却材相互作用に対しては、急速な炉外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって格納容器バウンダリの機能が喪失しないことを確認している。

- J 有効性があることを確認する際には、評価項目を概ね満足していることを確認している。

- K 格納容器バウンダリにかかる圧力と温度に関しては、財団法人 原子力発電技術機構の「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（平成15年3月）に基づき、2Pd、200℃を判断基準としている。

- L 「格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること」は【要求事項の詳細】のL(a)項を判断基準として確認している。

### 3. 2. 3. 2 使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

#### 4. 重大事故対策の有効性評価

##### (2) 使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価

###### 【基本的要求事項】

- 1 原子炉設置者は、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故の発生を想定し、それが燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。

###### 【要求事項の詳細】

- A 「使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故」とは、使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵されている燃料の損傷に至る可能性のある以下の事故とする。

(a) 想定事故 1 :

非常用の補給水系（設計基準で要求）が故障して補給水に失敗することにより、プール水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故。

(b) 想定事故 2 :

サイフォン効果等によりプール水の小規模な喪失が発生し、プール水位が低下する事故。

- B 「燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

- (a) 上記 A において想定される「使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷のおそれがある事故」に対して、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

- i) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- ii) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- iii) 未臨界が維持されていること。

###### 【適合性確認結果】

- 1 使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の損傷の恐れがある事故として想定した事故に対して、使用済燃料貯蔵プールに貯蔵されている燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じている。

A

- (a) 想定事故 1 および(b) 想定事故 2 を使用済燃料貯蔵プール内に貯蔵されている燃料の損傷に至る可能性のある事故として、使用済燃料貯蔵プールに

おける燃料損傷防止対策の有効性評価を実施している。

B

(a) 有効性があることを確認する際には、評価項目を満足していることを確認している。

### 3. 2. 3. 3 停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

#### 4. 重大事故対策の有効性評価

##### (3) 停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

###### 【基本的要求事項】

- 1 原子炉設置者は、停止中の原子炉において燃料の損傷のおそれがある事故の発生を想定し、それが燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない。

###### 【要求事項の詳細】

A 「停止中の原子炉において燃料の損傷のおそれがある事故」とは、停止中の原子炉において燃料の損傷に至る可能性のある以下の事故とする。なお、(a)の事故シーケンスグループについては、(b)における事故シーケンスグループの検討結果如何に関わらず、必ず対象に含めなければならない。

###### (a) 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ

- i) 崩壊熱除去機能喪失 (RHR による停止時冷却機能喪失)
- ii) 全交流電源喪失
- iii) 原子炉冷却材の流出
- iv) 反応度の誤投入原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループ

###### (b) 個別プラント評価により抽出した事故シーケンスグループ

- i) 個別プラントの停止時に関する P R A 又はそれに代わる方法で評価を実施すること。
- ii) その結果、原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループに含まれない有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループが抽出された場合には、対策を要する事故シーケンスグループとして追加すること。

B 「燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じなければならない」とは、以下に掲げる要件を満たすものであること。

(a) 上記 A において想定される「停止中の原子炉において燃料の損傷のおそれがある事故」に対して、以下の評価項目を満足することを確認することをいう。

- i) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- ii) 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- iii) 未臨界が維持されていること。

**【適合性確認結果】**

1 停止中の原子炉において燃料の損傷の恐れがある事故として想定した事故に対して、燃料の著しい損傷に至るのを防止するための適切な措置を講じている。

A

(a) 原子力規制委員会が指定する事故シーケンスグループを停止中の原子炉において燃料の損傷の恐れがある事故として対象としている。

(b) 要求事項に基づき、下記のとおり実施している。

i) PRA の知見を踏まえ、停止時の事故シナリオ（事象進展）を決定論的に分析し、事故シーケンスグループを抽出した。

ii) その結果、原子力規制委員会が指定する以外の事故シーケンスグループは抽出されなかった。

B 有効性があることを確認する際には、評価項目を満足していることを確認している。

#### 4. まとめ

本報告書においては、平成 25 年 4 月に国から出された新規制基準に対する大飯発電所 3, 4 号機の適合状況を確認した。今後、詳細な評価が必要な項目については、内容が確定次第、改めて報告する予定である。

また、今後、整備を予定している特定安全施設については早期完成に向けて確実に実施していく。

当社は、今後とも原子力規制委員会やその検討チームによる新たな基準に対し積極的に対応するとともに、規制要求にとどまることなく世界最高水準の安全性を目指し国内外の最新の技術情報の収集、分析に努め、自主的かつ継続的に原子力発電所のより一層の安全性、信頼性の向上に努めていく所存である。

## 添付資料

### 【設計基準】

- 3. 1. 2. 1. 1 地震・津波（地震随件事象を含む）
  - 添付 1-2-1-1-1 地震動評価に用いる地盤モデルに係る説明資料
  - 添付 1-2-1-1-2 震源を予め特定しにくい地震に係る説明資料
  - 添付 1-2-1-1-3 大飯発電所 3, 4 号機 屋外重要土木構造物の耐震安全性評価
  - 添付 1-2-1-1-4 大飯発電所 3, 4 号機 原子炉建屋基礎地盤の耐震安全性評価
  - 添付 1-2-1-1-5 大飯発電所 3, 4 号機 構内配置図および浸水防護重点化範囲
  - 添付 1-2-1-1-6 大飯発電所 3, 4 号機 建屋断面図
  - 添付 1-2-1-1-7 大飯発電所 3, 4 号機 取水・放水設備断面図
  - 添付 1-2-1-1-8 大飯発電所 3, 4 号機 水位変動による砂移動の影響評価結果
  - 添付 1-2-1-1-9 大飯発電所 3, 4 号機 海水ポンプへの砂混入の影響評価結果
- 3. 1. 2. 2 外部人為事象に対する設計上の考慮
  - 添付 1-2-2 大飯発電所 3, 4 号機の外部火災評価における航空機落下地点の算出結果
- 3. 1. 2. 5 火災に対する設計上の考慮
  - 添付 1-2-5 大飯発電所 3, 4 号機における火災防護規定（案）への対応状況確認結果
- 3. 1. 2. 9 信頼性に関する設計上の考慮
  - 添付 1-2-9-1 大飯発電所 3, 4 号機 アニュラス空気浄化系統ダクトに対する評価結果
  - 添付 1-2-9-2 大飯発電所 3, 4 号機 格納容器スプレイリングに対する評価結果
- 3. 1. 2. 11 通信連絡設備等に関する設計上の考慮
  - 添付 1-2-11 大飯発電所 3, 4 号機 通信連絡設備等の概要
- 3. 1. 3. 6. 4 制御室等（居住性に限る）
  - 添付 1-3-6-4 大飯発電所 3, 4 号機 制御室居住性に係る被ばく評価結果
- 3. 1. 3. 7. 1 原子炉施設としての電気系統の安全設計に係る基本的要求事項
  - 添付 1-3-7-1-1 系統概要（電気系統）
  - 添付 1-3-7-1-2 大飯発電所 3, 4 号機 非常用ディーゼル発電機の連続運転に係る評価結果
- 3. 1. 3. 11. 3 監視設備
  - 添付 1-3-11-3 モニタリングポスト伝送系の多様性に係る説明

## 【重大事故対策】

- 3. 2. 1. 1. 2 復旧作業に対する要求事項  
添付 2-1-1-2 設備仕様（予備品および予備品への取替のために必要な機材）
- 3. 2. 1. 1. 3 その他の要求事項  
添付 2-1-1-3 大飯発電所3,4号機 事故対応期間に関する評価書
- 3. 2. 1. 3 原子炉停止対策  
添付 2-1-3 大飯発電所3,4号機 事象解析結果
- 3. 2. 1. 4 原子炉冷却材高圧時の冷却対策  
添付 2-1-4 原子炉冷却材高圧時の冷却対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 5 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策  
添付 2-1-5 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 6 原子炉冷却材低圧時の冷却対策  
添付 2-1-6 原子炉冷却材低圧時の冷却対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 7 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策  
添付 2-1-7 事故時の重大事故防止対策における最終ヒートシンク確保対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 8 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策  
添付 2-1-8 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 9 格納容器の過圧破損防止対策  
添付 2-1-9 格納容器の過圧破損防止対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 10 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策  
添付 2-1-10 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 11 格納容器内の水素爆発防止対策  
添付 2-1-11 格納容器内の水素爆発防止対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 12 原子炉建屋等の水素爆発防止対策  
添付 2-1-12 原子炉建屋等の水素爆発防止対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 13 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策  
添付 2-1-13 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 14 補給水・水源の確保対策  
添付 2-1-14 補給水・水源の確保対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 15 電源確保対策  
添付 2-1-15 電源確保対策に係る説明資料
- 3. 2. 1. 16 制御室  
添付 2-1-16 制御室に係る説明資料



- 3. 2. 1. 17 緊急時対策所
  - 添付 2-1-17 緊急時対策所に係る説明資料
- 3. 2. 1. 18 計装設備
  - 添付 2-1-18 監視パラメーター一覧表
- 3. 2. 1. 19 モニタリング設備
  - 添付 2-1-19 モニタリング設備に係る説明資料
- 3. 2. 1. 20 通信連絡設備
  - 添付 2-1-20 通信連絡設備に係る説明資料
- 3. 2. 1. 21 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策
  - 添付 2-1-21 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策に係る説明資料
- 3. 2. 3 重大事故対策の有効性評価
  - 添付 2-3 有効性評価結果

# 地震動評価に用いる地盤モデルに 係る説明資料

## 地震動評価に用いる地盤モデルについて

---

■地震動評価に用いる地盤モデルは、以下の方針で設定している。

### ○浅部地盤構造

- ・速度構造: 敷地内のPS検層結果等より設定
- ・減衰定数: 佐藤(浩)他(2007,2009)の考え方を参考にして、敷地内のPS検層結果より得られた速度構造の不均質性データをもとに設定

### ○深部地盤構造

- ・速度構造: 敷地周辺で実施された屈折法探査、微動アレー探査、地震計水平アレー観測及び地震波速度トモグラフィ解析結果等に基づき設定
- ・減衰定数: 上記調査結果は、若狭地域の深部地盤構造を表したものであることや、もんじゅサイトの経験的サイト増幅特性やそれに対応する地盤モデルを参照して、減衰定数0.5%(Q値100)を設定

## 地震動評価に用いる地盤モデル

耐震バックチェック時に設定した地盤モデル

EL (m)	層	層厚 (m)	密度 $\rho$ ( $t/m^3$ )	S波速度 $V_s$ (m/s)	P波速度 $V_p$ (m/s)	$Q_s$	減衰定数 (%)
0							
-60	1	60	2.7	2,200	4,300	16.67	3.0
-200	2	140	2.7	2,560	4,860	16.67	3.0
-630	2'	430	2.7	2,560	4,860	100.00	0.5
-1400	3	770	2.7	2,800	5,130	100.00	0.5
-4000	4	2600	2.7	3,100	5,310	100.00	0.5
	5	-	2.7	3,600	6,270	100.00	0.5

### 敷地周辺の地下構造について

- 新規基準(地震・津波)骨子において、地盤モデルの設定について、「地下構造が成層かつ均質と認められる場合を除き、三次元的な地下構造により検討すること」とされている。
- 地震動評価に用いる地盤モデルについては、敷地近傍に褶曲構造等は認められず、また、敷地内ボーリング調査結果等から、ごく浅部から硬質岩盤( $V_s=2200m/s$ 以上)が確認できていることから、成層構造としてモデル化している。
- 設定している地盤モデルの妥当性確認の観点から、敷地周辺の地下構造について、以下のとおり再度整理した。

## 敷地周辺の深部地下構造について(大大特による地下構造探査)

若狭周辺地域において、大都市大震災軽減化特別プロジェクト(大大特)による大規模な地下構造探査が実施されているが、深部の地下構造に特異な不整形な構造は見られない。

### ○新宮－舞鶴測線(2004)の探査結果

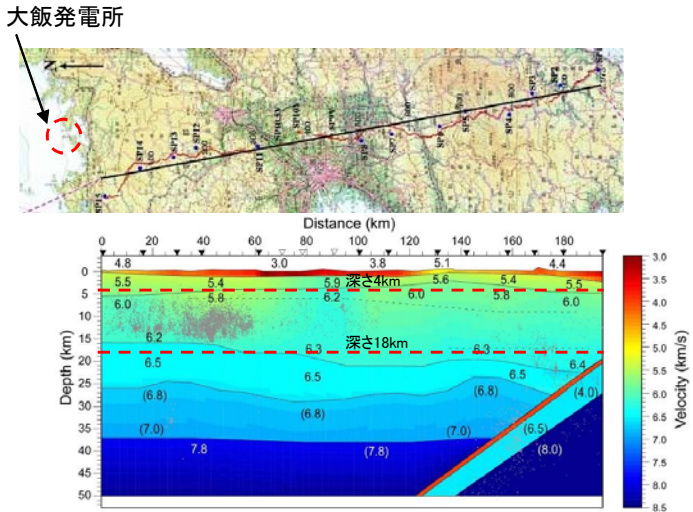


Fig. 9 P-wave velocity structure for the. Numerals show P-wave velocities in km/s. Parentheses show assumed velocity value. Small black and red dots (about 35-40km deep) show earthquakes and low-frequency earthquakes, respectively after Hirose and Ito (2007).

伊藤、他(2007)に一部加筆

### ○藤橋－上郡測線(1989)の再解析結果

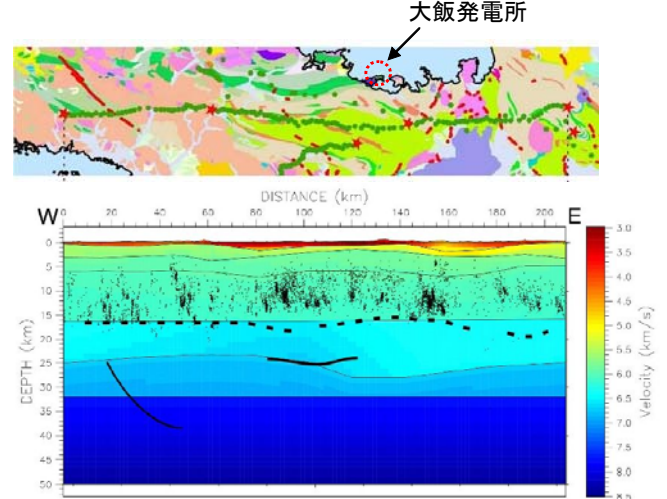
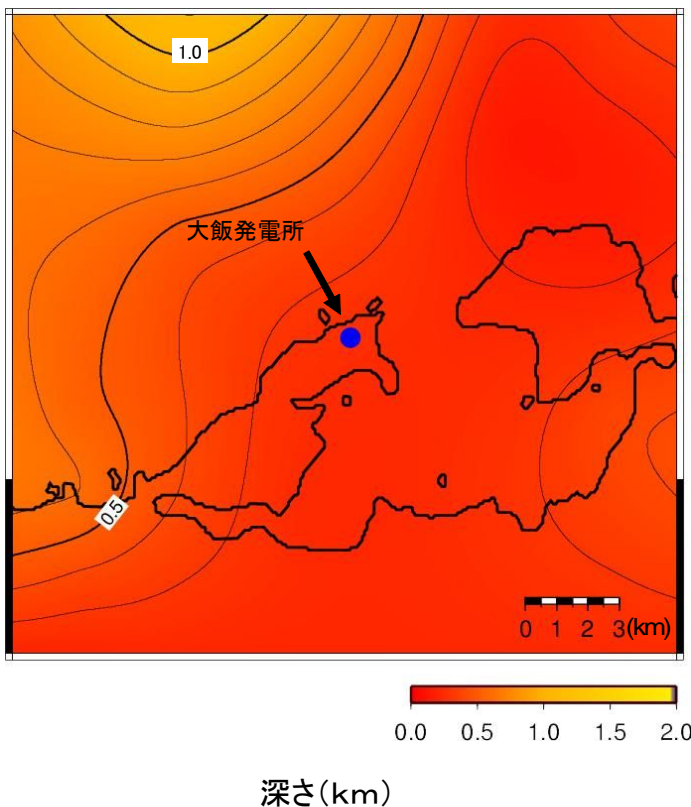


図 16 藤橋－上郡測線の地震波速度構造に、測線周辺の震源分布と反射法解析によって見出された反射面を重ねた。

伊藤、他(2006)に一部加筆

## 敷地周辺の深部地下構造について(J-SHISデータによる基盤深度)



地震ハザードステーション(J-SHIS)で公開されている日本全国の3次元地下構造モデル[藤原・他(2009)]に基づいて作成。

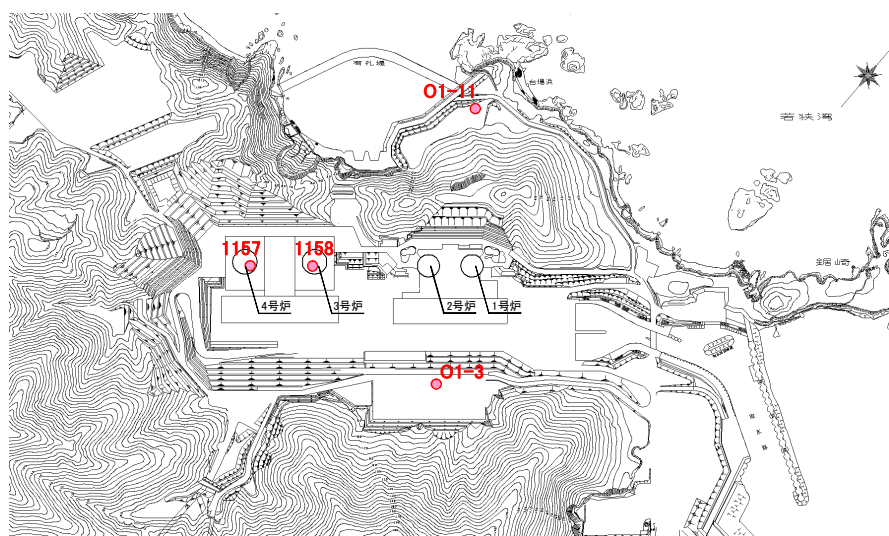
⇒敷地近傍での基盤面の変化は見られない。

#### 【参考文献】

藤原・他, 強震動評価のための全国地盤構造モデル作成手法の検討, 防災科学技術研究所研究資料第337号, 2009

J-SHISによる $V_s=2.7\text{km/s}$ の基盤上面深度

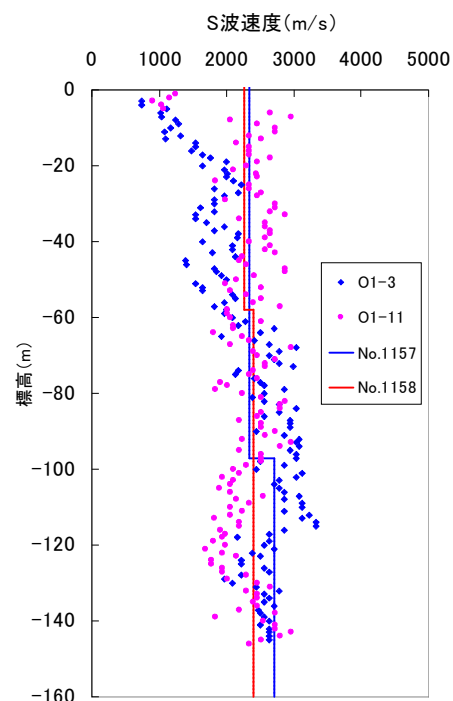
## 敷地浅部の地盤構造について(敷地内ボーリングデータ)



大飯発電所 PS検層調査位置

敷地の速度構造を確認した結果、ごく表層部においては風化の影響等により、ややばらつきは見られるものの、ほぼ均質な地盤と考えられる。

⇒敷地内の浅部構造に特異な構造は見られない

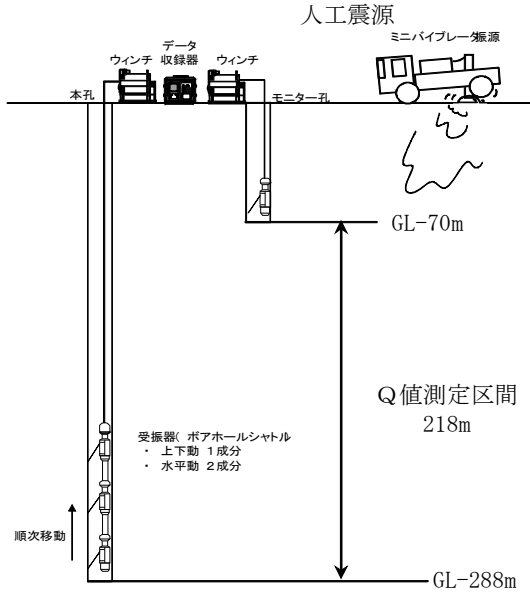


S波速度構造

## 敷地浅部の地盤構造について(減衰定数の評価)

- 浅部地盤の減衰定数については、もんじゅサイトでの経験的サイト増幅特性の検討やそれに対応する地盤モデルを参照して、減衰定数3%と設定。
- 地盤モデルの浅部の減衰定数が3%程度になることの物理的意味について、地盤の速度構造の不均質性と減衰定数の関係について着目して不均質強度を評価し、耐震バックチェック時に妥当性を確認済。
- 基準地震動策定以降、地盤モデルの信頼性向上の観点から、敷地内において浅部地盤のQ値測定を実施した結果、減衰定数は3%程度であることを確認している。

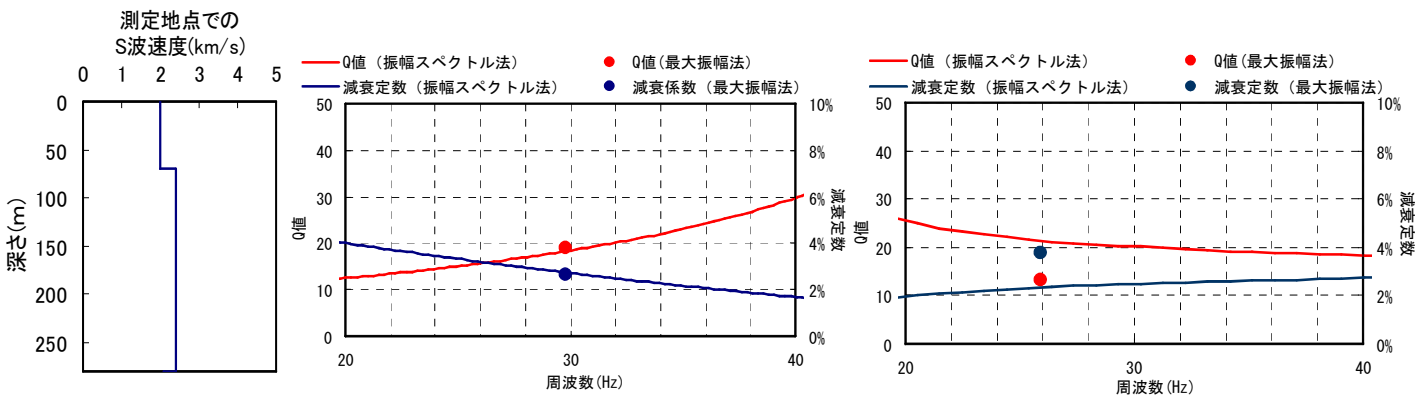
# 敷地浅部の地盤構造について(ボーリング孔を用いたQ値測定)



測定位置

ボーリング孔を用いて、ミニバイブおよび板叩き起振によるQ値測定を実施。

## 敷地浅部の地盤構造について(Q値測定結果)



S波・ミニバイブレータ

S波・板たたき

波種	起振源	解析深度区間 (m)	卓越周波数 (Hz)	Q値 (減衰定数(%))
S波	ミニバイブレータ	42~70	30.2	15.78(3.17)
		70~288	29.8	19.05(2.62)
	板たたき	42~70	29.7	7.42(6.74)
		70~288	25.9	13.21(3.79)

Q値測定結果は、耐震バックチェック時の地盤モデルの減衰定数(3%)と概ね整合している。

# まとめ

---

- 若狭周辺地域で実施された大規模な地下構造探査の結果や、地震ハザードステーション(J-SHIS)で公開されているデータ等から、敷地周辺の深部地下構造に特異なものは見られない。
- 敷地内のボーリング調査結果から、浅部に特異な構造は見られない。
- 敷地内で実施したQ値測定の結果から、浅部地盤の減衰定数の妥当性を確認している。
- 以上より、耐震バックチェック時に設定した地盤モデル(成層構造モデル)で地震動評価することに問題はない。

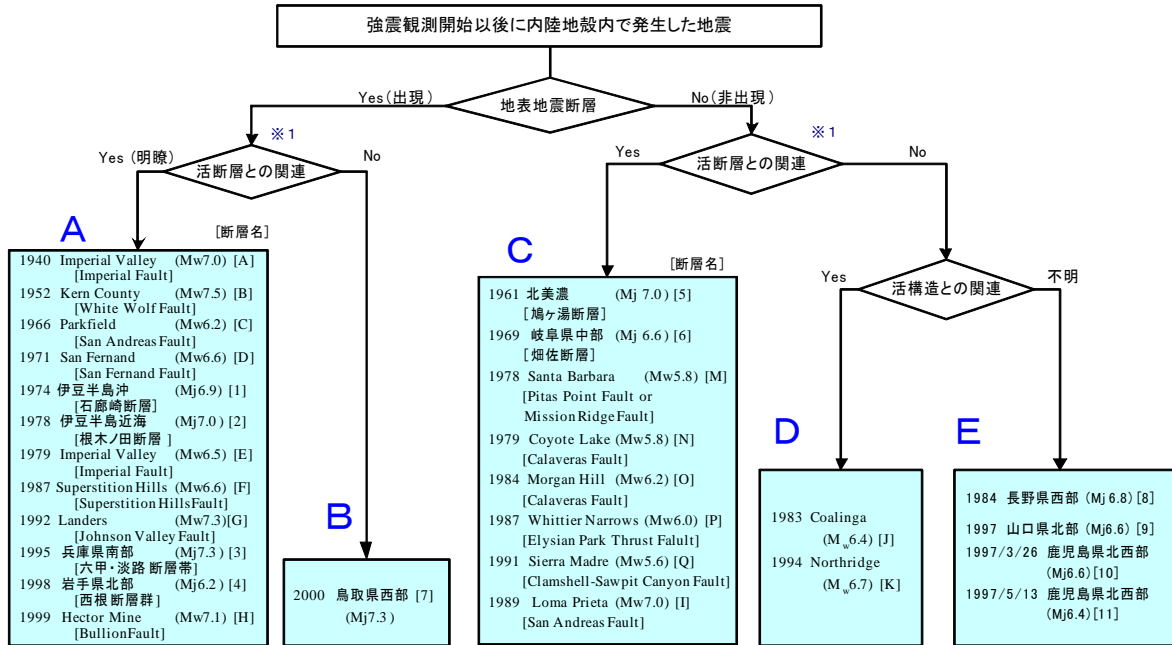
# 震源を予め特定しにくい地震に係る 説明資料

## 震源を予め特定しにくい地震について

- ・基準地震動策定において考慮する『震源を特定せず策定する地震動』は、従来の耐震設計審査指針と同様、新安全基準骨子案においても「震源と活断層を関連づけることが困難な過去の内陸地殻内地震について得られた震源近傍における記録を収集し、これらを基に各種の不確かさを考慮して敷地の地盤物性に応じた応答スペクトルを設定して策定すること」とされている。
- ・事業者はこれまで、「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」(加藤・他(2004)を参考に、上記の考え方に基づき『震源を特定せず策定する地震動』を策定し、耐震安全性評価を実施してきている。



震源を事前に特定できない地震の選定(加藤・他(2004)より)  
 ・震源を事前に特定できない地震の地震動レベルの検討には、地表地震断層が出現せず、活断層や活構造との関連も不明な地震(Eに分類)を考慮している。  
 ・なお、当時は記録が少ないこともあり、スケーリングの観点から確実に事前に震源を特定できるとは断定しにくい海外の観測記録等も検討対象としている。



※1: 地震規模に見合う規模の既存活断層が示されているか否か

## 震源を予め特定できるかどうかの検討

・新安全基準骨子案(要求事項の詳細)において、『震源を特定せず策定する地震動』については、「申請時における最新の科学的・技術的知見を踏まえて個別に確認すること」とされている。



・2004年以降に発生した地震についても、個別に検討が必要であるが、震源を事前に特定できるかどうかの観点から、以下の最近の主な地震についても検討している。

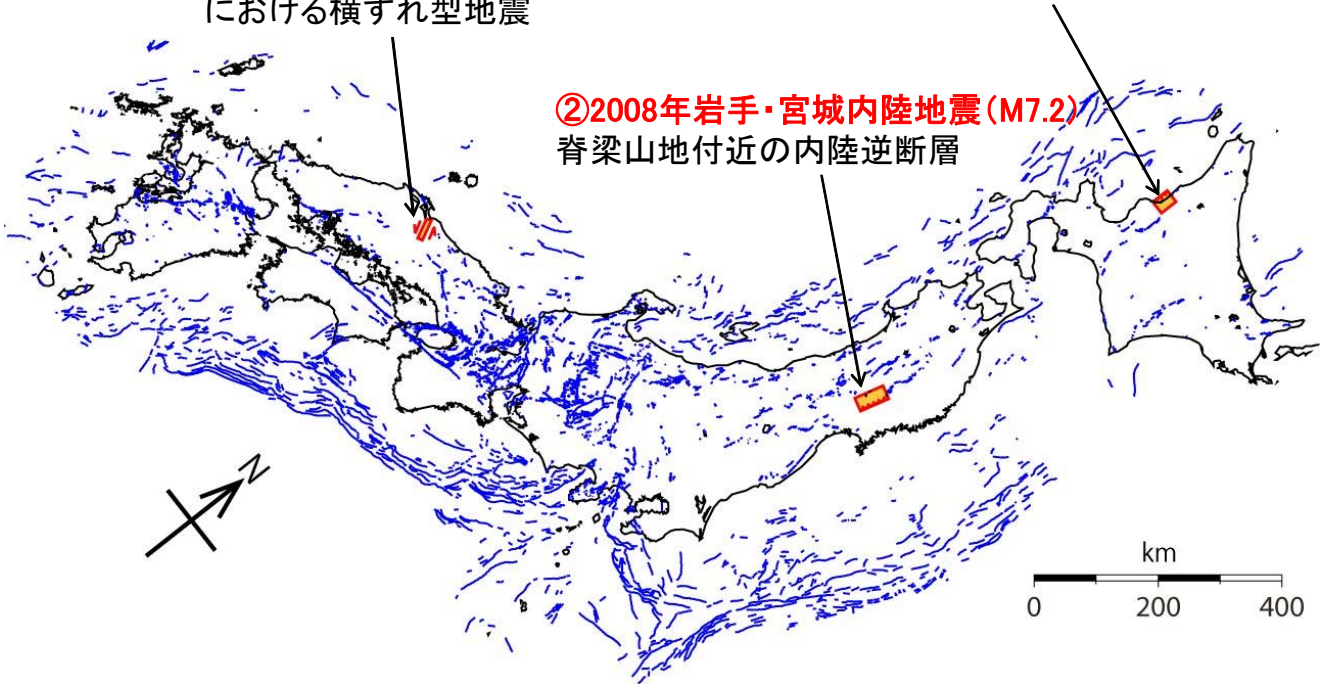
- 留萌支庁南部の地震(2004年)に関する活断層評価
- 岩手・宮城内陸地震(2008年)に関する活断層評価
- 鳥取県西部地震(2000年)に関する活断層評価

# 震源を予め特定できるかどうかの検討

③2000年鳥取県西部地震(M7.3)  
活断層の未成熟な地域  
における横ずれ型地震

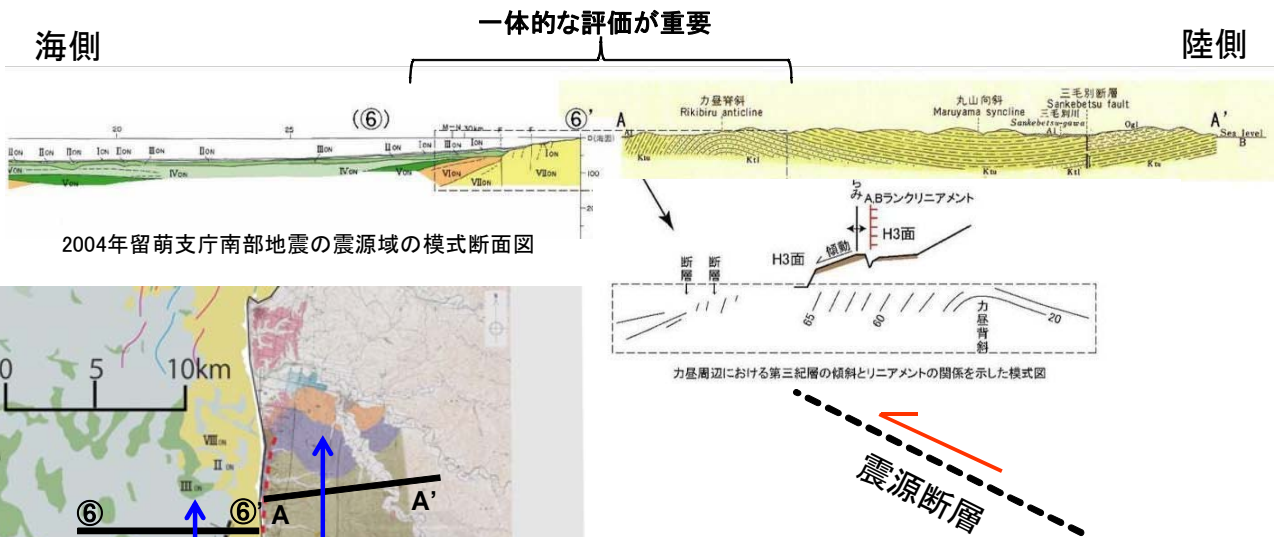
①2004年留萌支庁南部の地震(M6.1)  
海陸境界部における逆断層型地震

②2008年岩手・宮城内陸地震(M7.2)  
脊梁山地付近の内陸逆断層



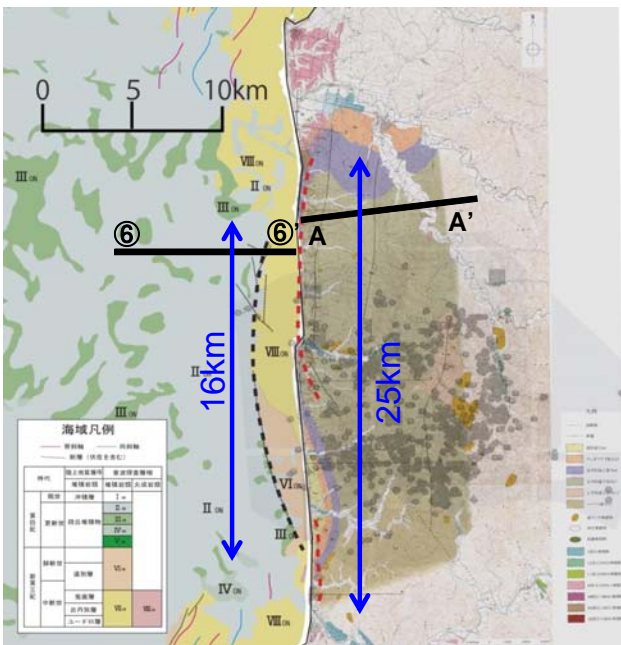
青線:活断層(活断層研究会, 1991)

## 2004年12月14日北海道留萌支庁南部の地震(M6.1)に関する活断層評価について

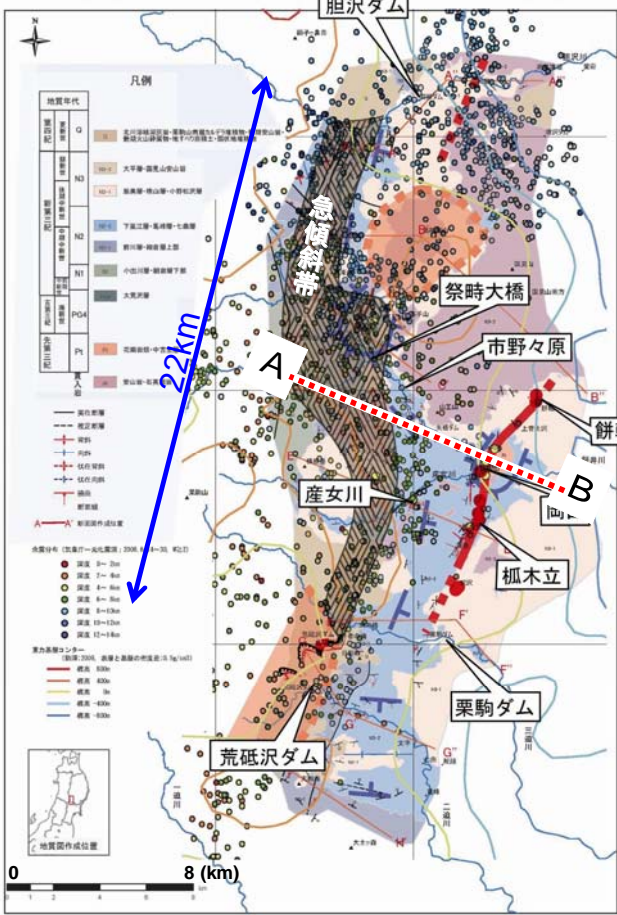


- ・北海道北西部は海岸線に沿う東西圧縮のひずみ集中帯で、陸側の第三紀層を隆起させている。
  - ・震源域前面海域には西に急傾斜する地質構造が陸域から張り出し、長さ16kmの活構造として認識されている。
  - ・西に急傾斜する地質構造は沿岸陸域まで連続し、その中に中位・高位段丘を変位させる逆向き低崖が約25kmにわたって断続的に分布している。これらは逆断層上盤側の副断層と解釈される。
- ◎これらのことから、沿岸海域の撓曲構造の基部から陸側に傾斜する長さ約16~25kmの活断層が伏在していると想定することができる。

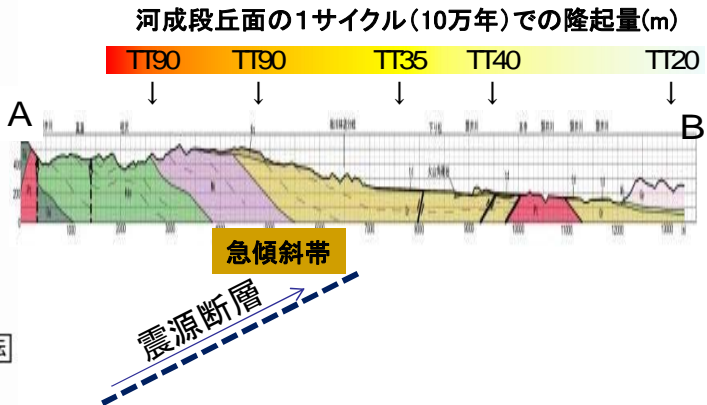
⇒【DIに分類】地表地震断層は出現していないが、活構造との関連あり。



2008年6月14日岩手・宮城内陸地震(M7.2)に関する活断層評価について



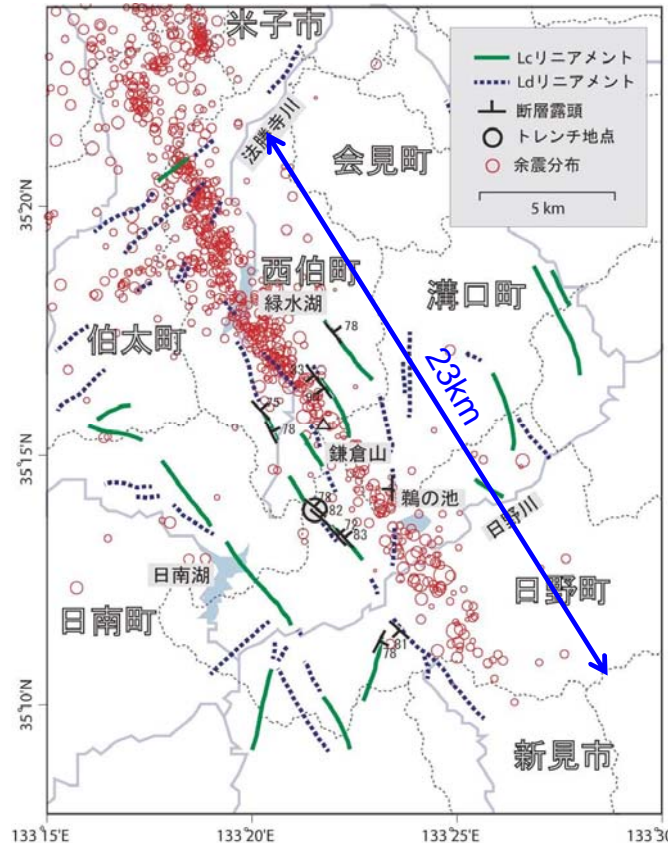
2008年岩手・宮城内陸地震震源域の地質構造と余震分布



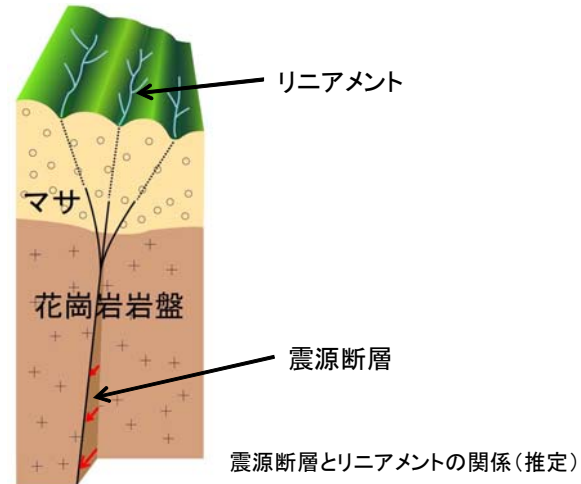
- ・震源域を東西に流れる河川の段丘面の高度分布から、今回の震源断層の上盤側で、長期的に隆起量が多いことが示唆される。
  - ・地震断層にほぼ対応する3～4km程度の区間では、活断層変位地形が見出され、直下のトレンチ調査から約5千年前以降、複数回の活動が認められている。
  - ・震源域に沿って、東翼側が急傾斜する新第三紀層の褶曲帯が約22kmにわたって認められる。この位置は、隆起量の変化帯とも対応し、急傾斜帯を上端部とする西傾斜の逆断層の存在を示唆する。
- ◎これらのことから、震源域付近に長さ20km以上の活断層が伏在すると想定することができる。

⇒【Bに分類】地表地震断層が出現し、活構造との関連あり。

2000年10月6日鳥取県西部地震(M7.3)に関する活断層評価について



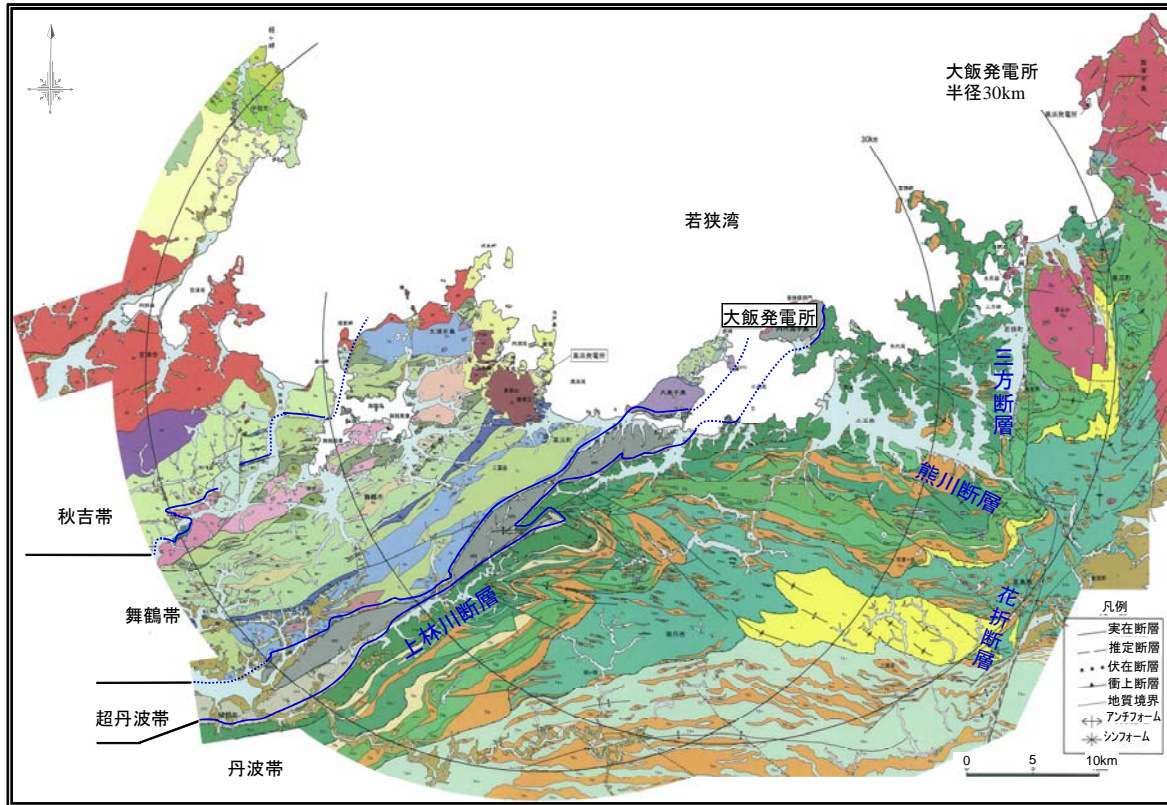
震源域のリニアメントと余震分布 (井上ほか, 2002を一部加筆修正)



- ・震源域周辺には、北西-南東方向のリニアメントが周囲と比較して密に分布する。その一部は推定活断層と評価されている。
  - ・リニアメント沿いには多数の断層露頭が確認され、一部は第四紀層を変位させている。また、トレンチ調査地点では、西暦770～1260年に断層活動が認められる。
  - ・北西-南東方向のリニアメントは断続的に23kmにおよび、その直下では同方向に分布する前駆的な地震活動が認められていた。
- ◎詳細な調査を実施していれば、事前にある程度の規模の地震発生のポテンシャルがあることが推定可能であったと考えられる。

⇒【Bに分類】地表地震断層が出現し、活構造との関連あり。

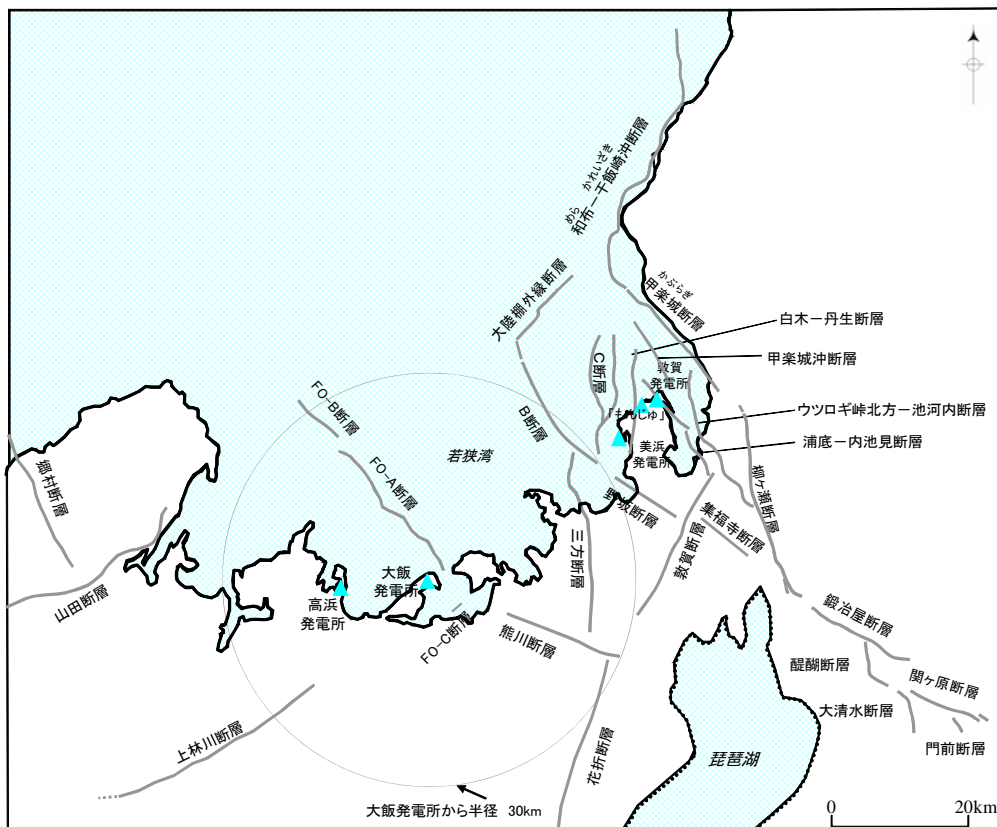
### 大飯発電所周辺の陸域の地質の概要



- 敷地周辺の地質は、先新第三紀の地質構造区分上は西南日本内帯に属し、秋吉帯、舞鶴帯、超丹波帯、丹波帯に分けられている。
- 本地域における舞鶴帯、超丹波帯、丹波帯の各地質境界、及び超丹波帯、丹波帯中の各地層・コンプレクス境界は、一般に北傾斜の衝上断層とされ、北側ほど構造的上位かつ形成年代の古い地質体が露出している。
- 敷地周辺の陸域には、上林川断層、熊川断層、三方断層等、地形に明瞭なりニアメント・変動地形が認められる。

### 若狭湾周辺の主な断層の分布

旧原子力安全保安院  
地震・津波に関する意見聴取会第22回  
22-3 p41に加筆



## まとめ

- ・以下の地震については、原子力における詳細な地質調査を実施することにより、震源を特定できる可能性が高い。
  - 2000年 鳥取県西部地震(M7. 3)
  - 2004年 留萌支庁南部の地震(M6. 1)
  - 2008年 岩手・宮城内陸地震(M7. 2)
  
- ・従って、「震源を特定せず策定する地震動」として考慮する対象とはならないと考えられる。
  
- ・なお、大飯発電所周辺地域は、以下のような地域にはあたらない。
  - ・活断層の密度が小さく活動度が低いと考えられる地域
  - ・上部に軟岩や火山岩、堆積層が厚く分布する地域

## 大飯発電所 3, 4 号機 屋外重要土木構造物の耐震安全性評価

## 1 評価方針

耐震設計上重要な機器・配管系を支持する屋外重要土木構造物について、地震時に機器・配管系の安全機能が保持されるように支持することを確認する。評価対象設備は、S クラス設備の間接支持構造物である屋外重要土木構造物のうち、ボックスカルバート構造の代表として、重量の大きな海水ポンプを支持する海水ポンプ室と、円形断面構造物である海水管トンネルとする。屋外重要土木構造物配置図を第 1-1 図に、またそれぞれの屋外重要土木構造物評価対象断面図を第 1-2 図～第 1-3 図に示す。

## 2 評価方法

## 2. 1 地震応答解析

地震応答解析手法は、構造物と地盤の動的相互作用を考慮できる二次元動的有限要素法解析（部材非線形解析）を用いる。常時応力解析で求めた構造物および地盤の初期応力状態を元に、地震応答解析では水平地震動と鉛直地震動の同時入力による時刻歴応答解析を行う。

## 2. 2 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  $S_s$  を一次元波動論によって地震応答解析モデルの入力位置で評価したものをを用いる。断層モデルを用いた手法による地震動に関しては、検討対象断面方向に方位補正を行なって解析モデルへ入力する。

## 2. 3 評価内容

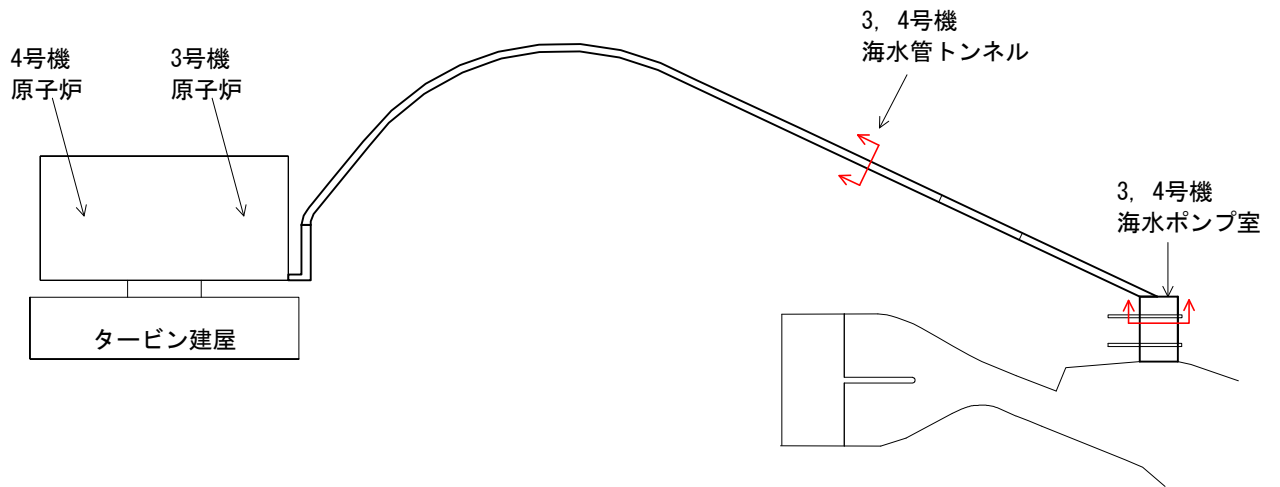
耐震安全性評価では、照査用応答値が評価基準値を下回ること、もしくは発生応力度が許容応力度を下回ることを確認する。

## 3 評価基準

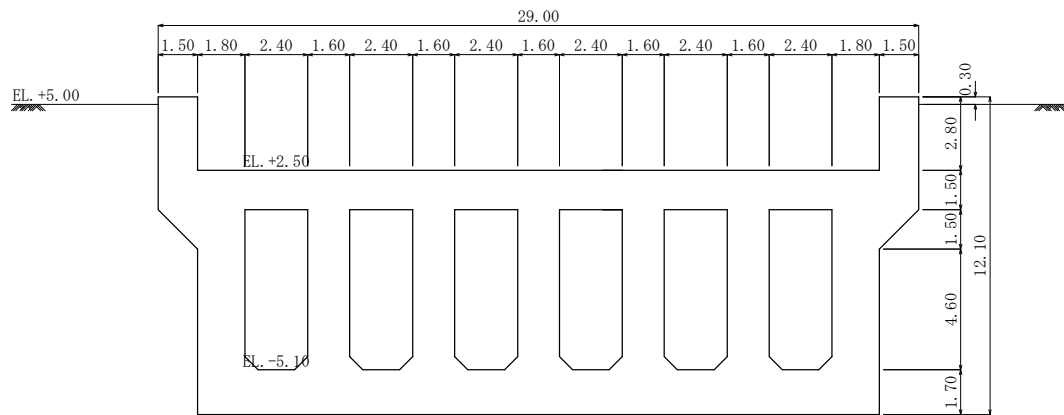
限界状態設計法により評価する場合の評価基準値は、「原子力発電所屋外重要土木構造物の耐震性能照査指針・マニュアル（土木学会，2005）」に基づき求める。また、許容応力度法により評価する場合の評価基準値は、「コンクリート標準示方書 構造性能照査編，土木学会，2002 年制定」に基づき求める。

## 4 評価結果

屋外重要土木構造物の評価対象設備について、応答値が評価基準値を下回ることを確認した。基準地震動  $S_s$  に対する耐震安全性評価結果を第 4-1 表～第 4-3 表に示す。

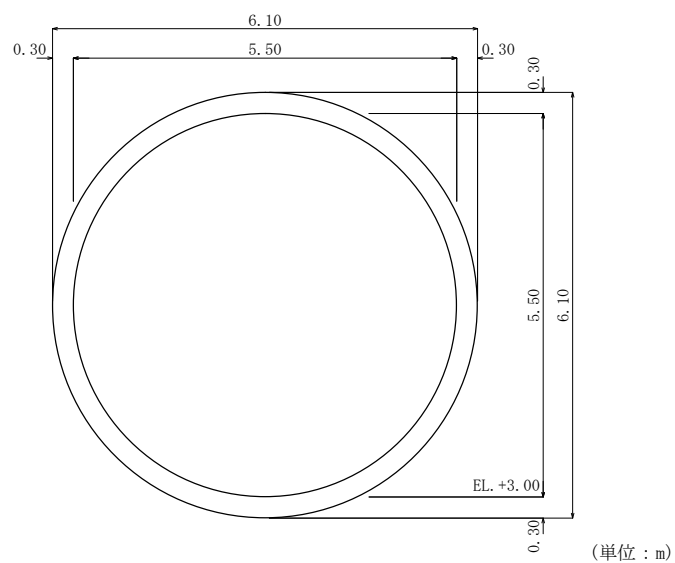


第 1-1 図 屋外重要土木構造物配置図



(単位 : m)

第 1-2 図 屋外重要土木構造物評価対象断面図  
(3, 4 号機海水ポンプ室)



第 1-3 図 屋外重要土木構造物評価対象断面図  
(3, 4 号機海水管トンネル)



第 4-1 表 耐震安全性評価結果 (S<sub>S-1</sub>)

評価対象	評価項目	評価位置	応答値 <sup>※1</sup> (a)	評価基準値 (b)	照査値 a/b
海水ポンプ室	層間変形角	頂版～底版	0.013/100	1/100 <sup>※2</sup>	0.01
	せん断力 (kN)	隔壁	432	892 <sup>※3</sup>	0.48
海水管 トンネル	コンクリートの 圧縮応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	4.09	13.5 <sup>※4</sup>	0.30
	鉄筋の引張応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	12.0	294 <sup>※4</sup>	0.04
	コンクリートの せん断応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	0.045	0.675 <sup>※4</sup>	0.07

※1 頂版、底版、側壁、隔壁の各部材の中から、最も裕度の小さい部材の値を記載

※2 限界層間変形角、 ※3 せん断耐力、 ※4 許容応力度

第 4-2 表 耐震安全性評価結果 (S<sub>S-2</sub>)

評価対象	評価項目	評価位置	応答値 <sup>※1</sup> (a)	評価基準値 (b)	照査値 a/b
海水ポンプ室	層間変形角	頂版～底版	0.009/100	1/100 <sup>※2</sup>	0.01
	せん断力 (kN)	頂版	373	1,039 <sup>※3</sup>	0.36
海水管 トンネル	コンクリートの 圧縮応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	3.48	13.5 <sup>※4</sup>	0.26
	鉄筋の引張応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	3.75	294 <sup>※4</sup>	0.01
	コンクリートの せん断応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	0.026	0.675 <sup>※4</sup>	0.04

※1 頂版、底版、側壁、隔壁の各部材の中から、最も裕度の小さい部材の値を記載

※2 限界層間変形角、 ※3 せん断耐力、 ※4 許容応力度

第 4-3 表 耐震安全性評価結果 (S<sub>S-3</sub>)

評価対象	評価項目	評価位置	応答値 <sup>※1</sup> (a)	評価基準値 (b)	照査値 a/b
海水ポンプ室	層間変形角	頂版～底版	0.007/100	1/100 <sup>※2</sup>	0.01
	せん断力 (kN)	頂版	313	1,136 <sup>※3</sup>	0.28
海水管 トンネル	コンクリートの 圧縮応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	3.65	13.5 <sup>※4</sup>	0.27
	鉄筋の引張応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	11.5	294 <sup>※4</sup>	0.04
	コンクリートの せん断応力度 (N/mm <sup>2</sup> )	—	0.032	0.675 <sup>※4</sup>	0.05

※1 頂版、底版、側壁、隔壁の各部材の中から、最も裕度の小さい部材の値を記載

※2 限界層間変形角、 ※3 せん断耐力、 ※4 許容応力度

## 大飯発電所 3, 4 号機 原子炉建屋基礎地盤の耐震安全性評価

### 1 評価方針

耐震安全上重要な機器・配管系を内包する建物・構築物を支持する原子炉建屋基礎地盤について、基準地震動  $S_s$  による地震力に対して十分な支持性能を持つことを確認する。原子炉建屋基礎地盤の地震時の支持性能については、支持力、想定すべり面におけるすべり安全率および原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜により評価する。

また、大飯発電所は 3, 4 号機が隣接することから、原子炉建屋基礎地盤の安定性評価については同時に評価することとする。

### 2 評価方法

#### 2. 1 解析手法

基準地震動  $S_s$  に対する地震応答解析を二次元動的有限要素法解析により行う。地震応答解析は、周波数応答解析手法を用い、等価線形化法によりせん断弾性係数および減衰定数のひずみ依存性を必要に応じて考慮する。

地震時の応力は、静的解析による常時応力と、地震応答解析による動的応力を重ね合わせることにより求める。常時応力は地盤の自重計算により求める初期応力、建屋基礎掘削に伴う解放力および建屋・埋戻土の荷重を考慮し、動的応力は水平地震動および鉛直地震動による応答の同時性を考慮して求める。

#### 2. 2 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  $S_s$  を一次元波動論によって地震応答解析モデルの入力位置で評価したものをを用いる。断層モデルを用いた手法による地震動に関しては、検討対象断面方向に方位補正を行なって解析モデルへ入力する。

#### 2. 3 評価内容

支持力に対する安全性は、原子炉建屋に作用する荷重を基礎底面地盤のみで支持させるものとし、その基礎底面における接地圧分布により評価する。

すべりに対する安定性は、想定すべり面におけるすべり安全率により評価する。すべり安全率は、想定したすべり面上の応力状態をもとに、すべり面上のせん断抵抗力の和をすべり面上のせん断力の和で除して求める。

また、原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の相対変位は、基礎底面両端それぞれの鉛直方向の変位の差から算定し、原子炉建屋基礎底面の傾斜は、相対変位を基礎底面幅で除して求める。

### 3 評価条件

#### 3. 1 解析モデル

3, 4 号機周辺敷地平面図を第 3. 1-1 図に示す。3 号機炉心を通る南北断面 (D-D' 断面)、4 号機炉心を通る南北断面 (E-E' 断面)、3 号機および 4 号機炉心を通る東西断面 (G-G' 断面) においてすべり面法による検討を実施し、最もすべり安全率の低いすべり面を有する断面について、動的有限要素法解析による詳細検討を実施する。検討の結果、動的有限要素法解析を実施する断面として 3 号機および 4 号機炉心を通る東西断面 (G-G' 断面) を選定する。

地震応答解析に用いる有限要素法解析モデルは、地質断面図を基に作成する。解析用要素分割図を第 3. 1-2 図に示す。解析用物性値は、各種試験結果に基づき設定する。

#### 3. 2 想定すべり面

想定すべり面は、安全審査時の検討を参考に、原子炉建屋基礎底面沿い、原子炉補助建屋基礎底面沿い、および破碎帯に沿う面とする。

### 4 評価結果

#### 4. 1 支持力

支持力に対する解析結果を第 4. 1-1 表に示す。原子炉建屋基礎底面部における地震時最大接地圧は、 $7.2\text{N/mm}^2$  である。原子炉建屋基礎底面部に分布する CH 級及び CM 級の細粒石英閃緑岩の極限支持力は、岩盤の支持力試験結果より  $13.7\text{N/mm}^2$  以上であることから、当基礎岩盤は十分な支持力を有している。

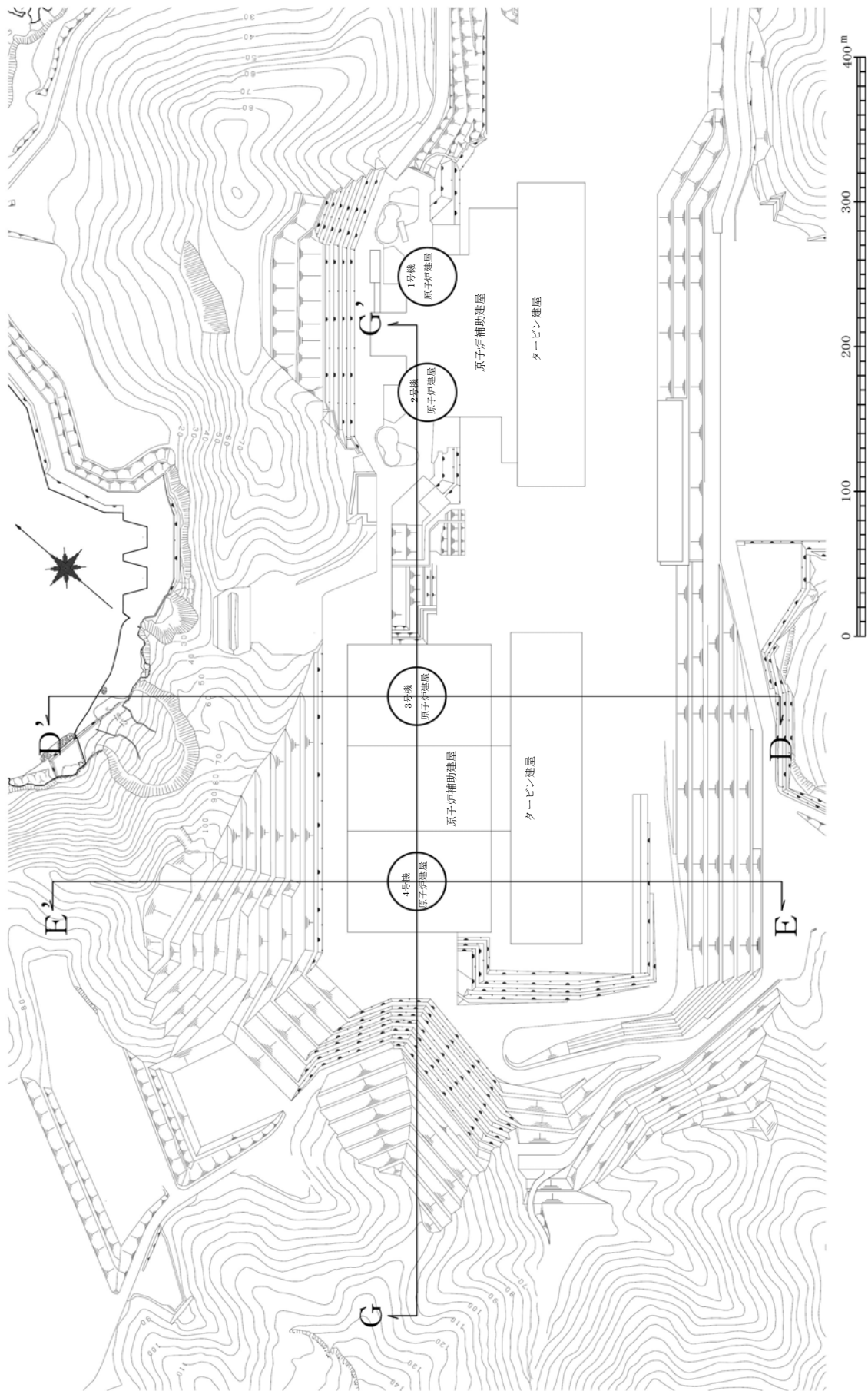
#### 4. 2 すべり安全率

想定すべり面におけるすべり安全率を第 4. 2-1 表に示す。最小すべり安全率は 6.1 であり、評価基準値 1.5 を上回っていることから、すべりに対して十分な安定性を有している。

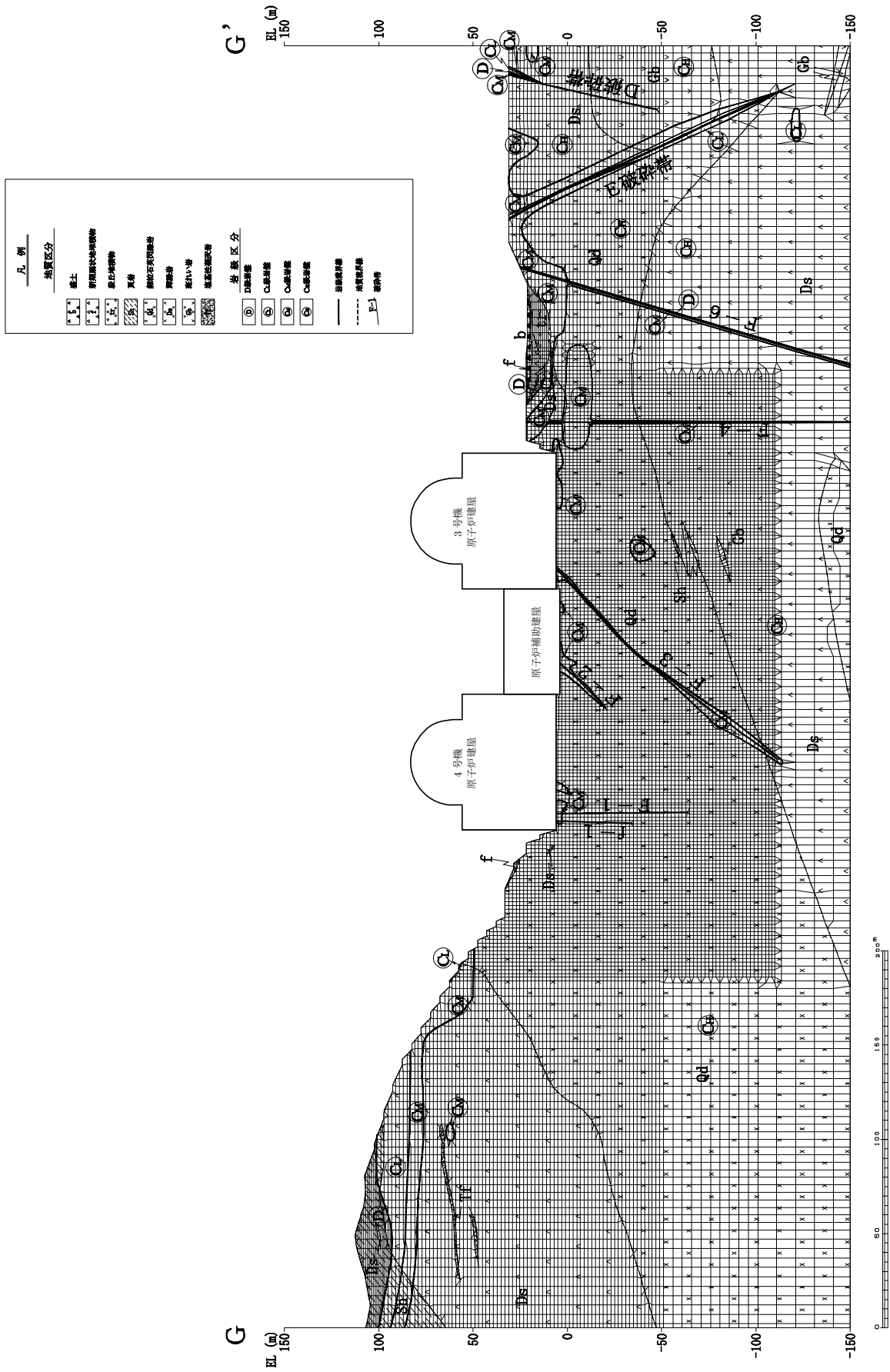
#### 4. 3 原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜

原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜を第 4. 3-1 表に示す。原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の最大相対変位は 0.56cm、原子炉建屋基礎底面の最大傾斜は 1/12, 800 であり、耐震安全上重要な機器・配管系の安全機能に支障を与えるものではない。

以上より、3, 4 号機原子炉建屋基礎地盤が基準地震動  $S_s$  による地震力に対して十分な支持性能を持つことを確認した。



第 3.1-1-1 図 3, 4 号機周辺敷地平面図



第 3.1-2 図 解析用要素分割図 (G-G' 断面)

第 4.1-1 表 支持力に対する解析結果

対象建屋	地震時最大接地圧 (N/mm <sup>2</sup> )		
	Ss-1	Ss-2	Ss-3
3号機原子炉建屋	4.0	2.4	3.2
4号機原子炉建屋	7.2	3.3	5.0

○ : 地震時最大接地圧の最大値

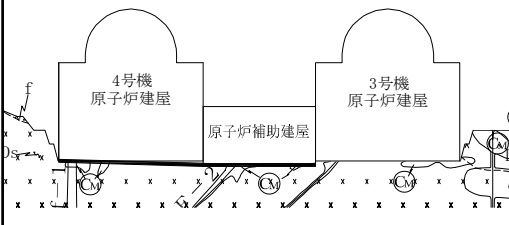
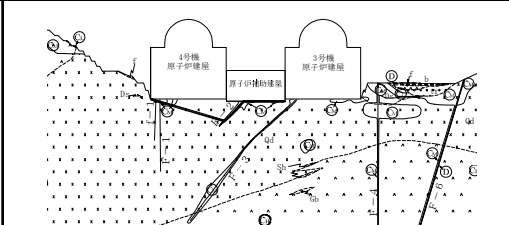
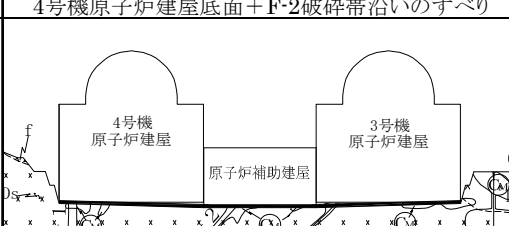
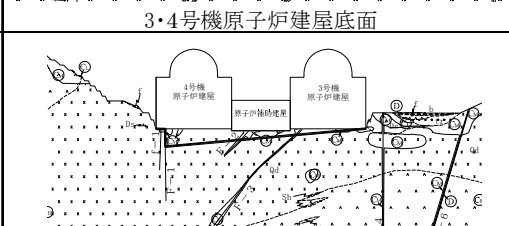
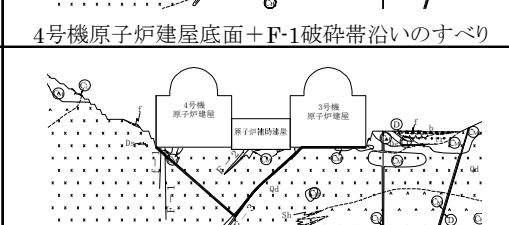
第 4.2-1 表 (a) すべり安全率

すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S <sub>S-1</sub>	S <sub>S-2</sub>	S <sub>S-3</sub>
1	<p>3号機原子炉建屋底面のすべり</p>	7.2 (16.46秒)	11.3 (18.89秒)	8.3 (10.78秒)
2	<p>3号機原子炉建屋底面+F-4破碎帯沿いのすべり</p>	6.6 (16.41秒)	8.4 (18.89秒)	8.1 (10.72秒)
3	<p>3号機原子炉建屋底面+原子炉補助建屋底面沿いのすべり</p>	8.0 (21.32秒)	12.8 (19.38秒)	7.9 (10.78秒)
4	<p>3号機原子炉建屋底面+F-3破碎帯沿いのすべり</p>	6.9 (16.30秒)	12.6 (19.38秒)	8.0 (10.78秒)
5	<p>4号機原子炉建屋底面のすべり</p>	7.3 (16.31秒)	11.2 (18.81秒)	8.6 (10.78秒)
6	<p>4号機原子炉建屋底面+F-1破碎帯沿いのすべり</p>	6.3 (16.31秒)	8.9 (18.81秒)	7.3 (10.77秒)

凡例 — :すべり面 ○ :すべり安全率の最小値 ( )内は発生時刻



第 4.2-1 表 (b) すべり安全率

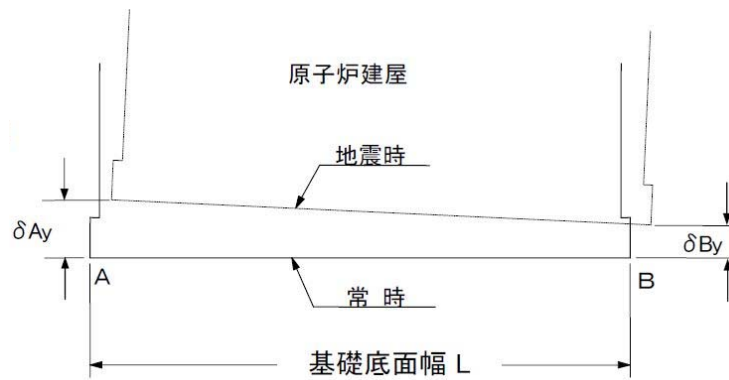
すべり面番号	すべり面形状	最小すべり安全率		
		S <sub>S-1</sub>	S <sub>S-2</sub>	S <sub>S-3</sub>
7	 <p>4号機原子炉建屋底面+原子炉補助建屋底面沿いのすべり</p>	6.7 (16.29秒)	12.6 (18.81秒)	9.2 (10.96秒)
8	 <p>4号機原子炉建屋底面+F-2破碎帯沿いのすべり</p>	7.2 (16.29秒)	11.4 (18.88秒)	10.1 (10.95秒)
9	 <p>3・4号機原子炉建屋底面</p>	7.9 (16.30秒)	13.2 (18.81秒)	9.0 (10.78秒)
10	 <p>4号機原子炉建屋底面+F-1破碎帯沿いのすべり</p>	6.1 (16.31秒)	9.9 (18.81秒)	7.5 (10.78秒)
11	 <p>4号機原子炉建屋底面+F-3破碎帯沿いのすべり</p>	19.3 (16.36秒)	22.5 (18.87秒)	20.7 (10.84秒)

凡例 — :すべり面 ○ :すべり安全率の最小値 ( )内は発生時刻

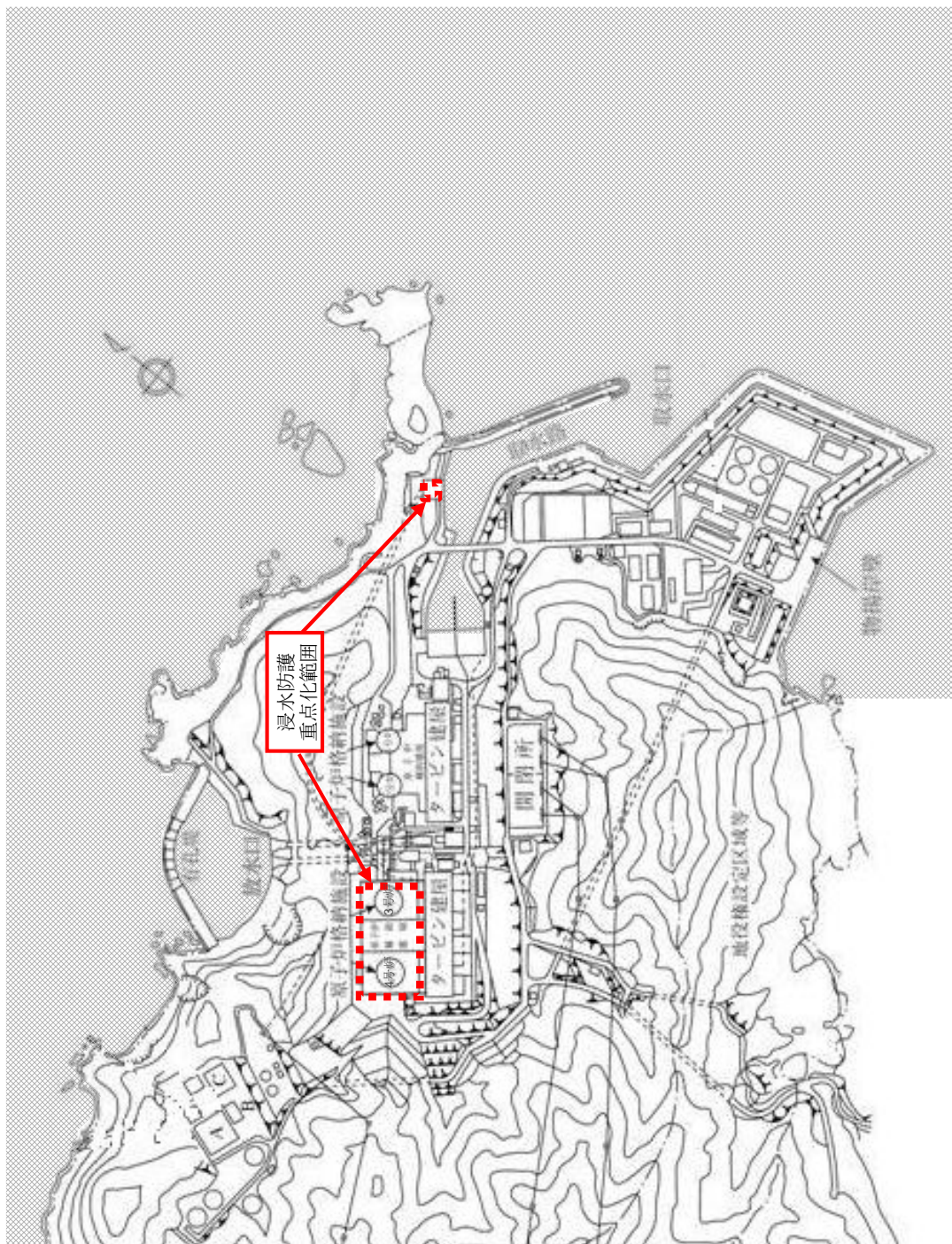
第 4.3-1 表 原子炉建屋基礎底面両端の鉛直方向の相対変位・傾斜

基準地震動	3号機		4号機	
	最大相対変位量 $ \delta A_y - \delta B_y $	最大傾斜 $\frac{ \delta A_y - \delta B_y }{L}$	最大相対変位量 $ \delta A_y - \delta B_y $	最大傾斜 $\frac{ \delta A_y - \delta B_y }{L}$
S <sub>S-1</sub>	0.56cm (T=16.31秒)	<u>1/12,800</u> (L=71.9m)	0.33cm (T=16.35秒)	1/21,800 (L=71.9m)
S <sub>S-2</sub>	0.17cm (T=19.30秒)	1/42,300 (L=71.9m)	0.18cm (T=20.50秒)	1/39,900 (L=71.9m)
S <sub>S-3</sub>	0.22cm (T=10.95秒)	1/32,700 (L=71.9m)	0.24cm (T=11.01秒)	1/30,000 (L=71.9m)

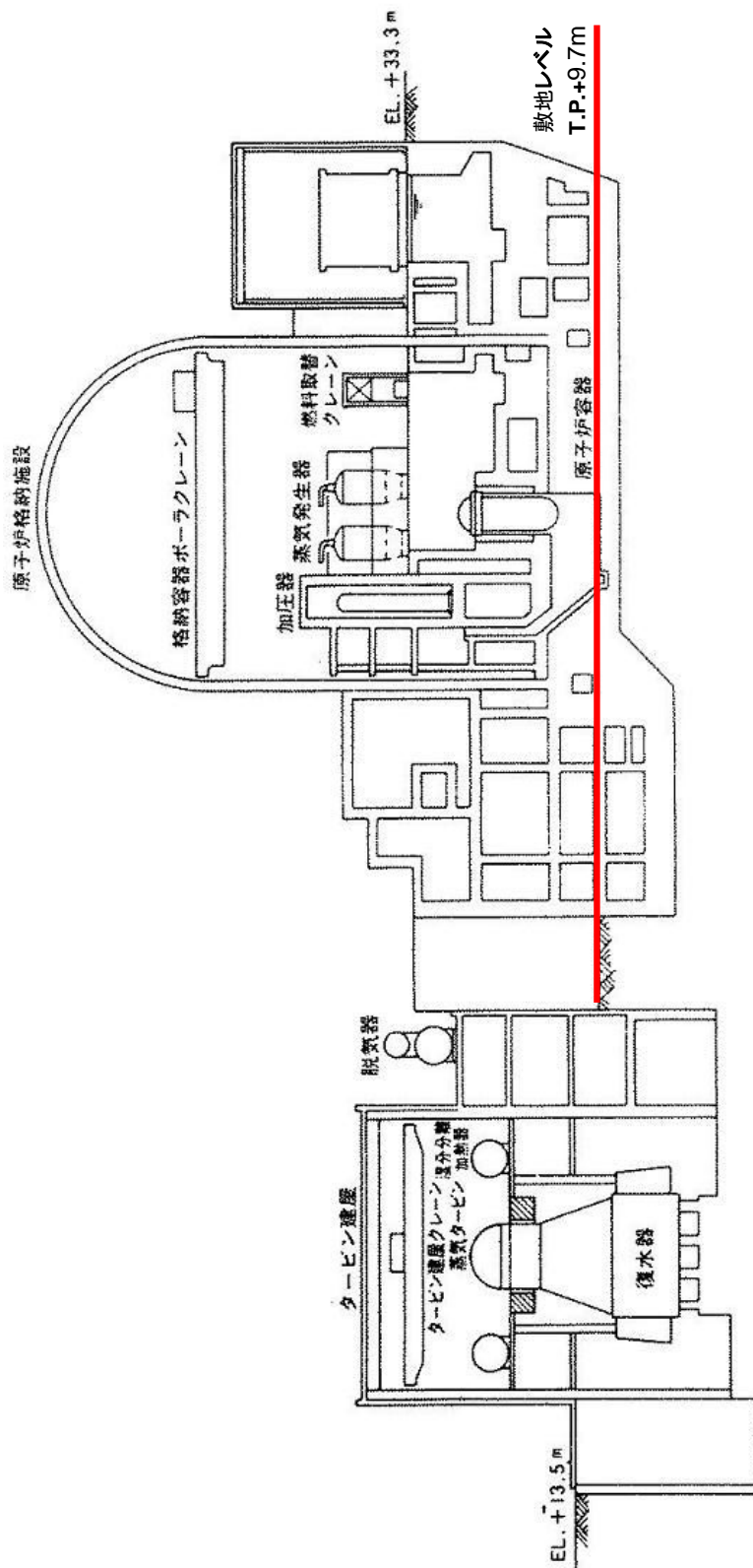
○ : 最大傾斜の最大値



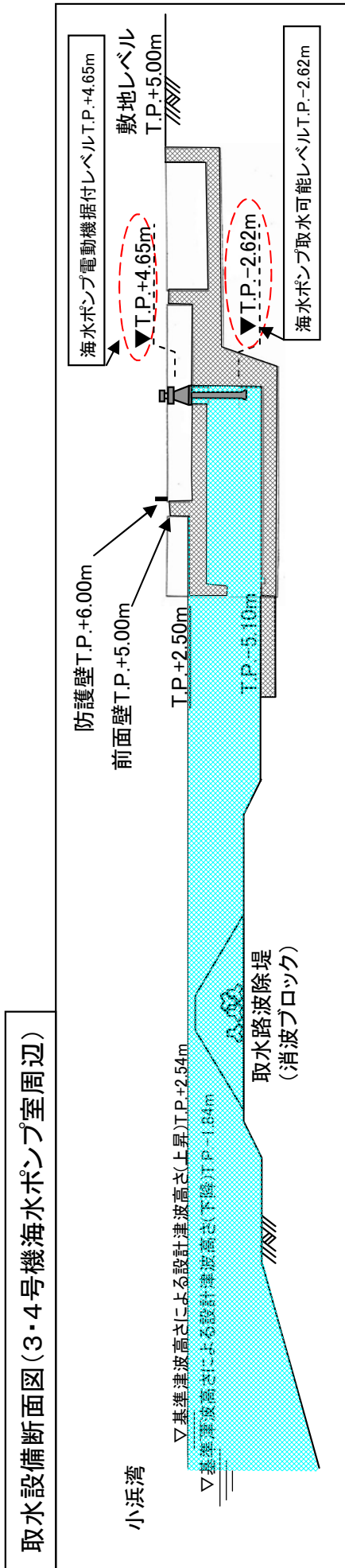
大飯発電所3, 4号機 構内配置図および浸水防護重点化範囲図



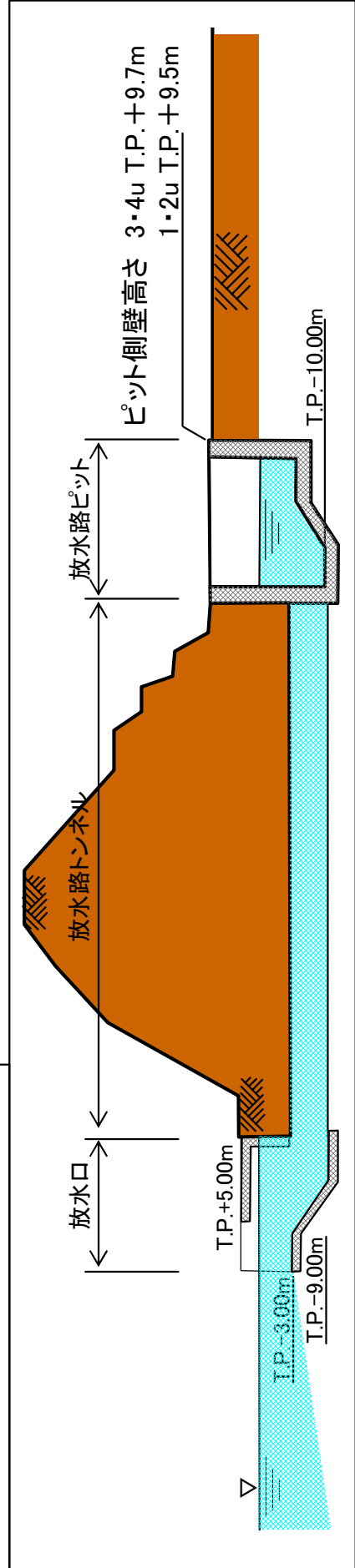
大飯発電所3, 4号機 建屋断面図



大飯発電所3, 4号機 取水・放水設備断面図



放水設備断面図



## 大飯発電所 3, 4 号機 水位変動による砂移動の影響評価結果

津波の水位変動以外の事象に対する評価として、津波に伴う砂移動の影響について確認する。

対象津波は、基準津波による設計津波高さを決定する大陸棚外縁～B～野坂断層および和布一干飯崎沖～甲楽城断層(「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所 3 号機の安全性に関する総合評価(一次評価)の結果について(報告)」(平成 23 年 10 月)(審査済)において、最大水位上昇量および最大水位下降量となる波源)を波源とする津波とし、これらの津波により砂が移動した場合の影響について数値シミュレーションにより検討し、海水ポンプの取水に支障が生じることはなく、原子炉施設の安全性に問題とならないことを確認する。

### 1 数値シミュレーションの手法

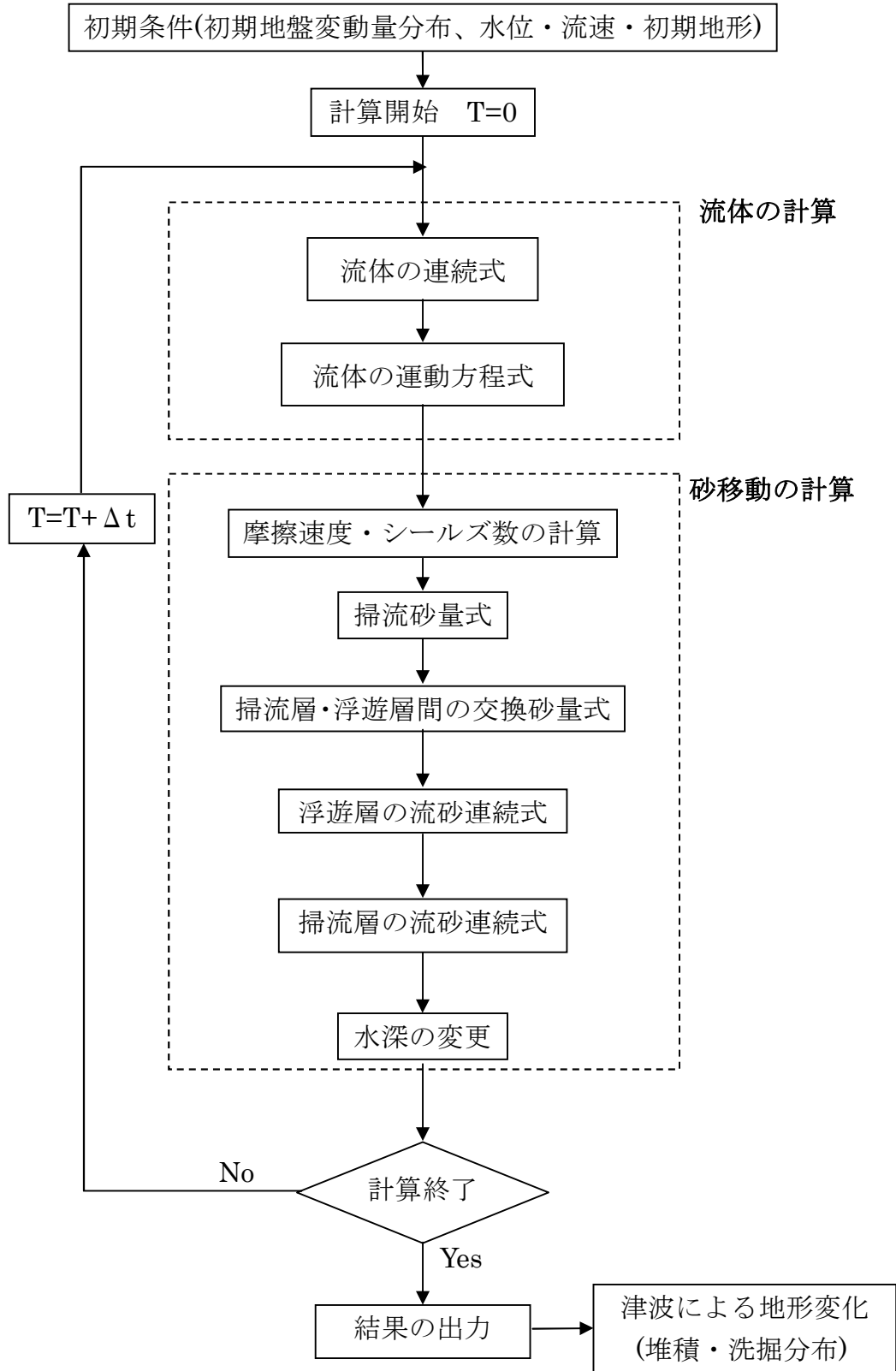
数値シミュレーションは、藤井他(1998)<sup>(1)</sup>および高橋他(1999)<sup>(2)</sup>の手法に基づき、津波の挙動とそれに伴う砂移動を同時に計算し、その結果変化した地形を用いて次のステップの流れと水位を計算した。

数値シミュレーションのフローを第 1-1 図に、砂移動の数値シミュレーションの計算手法および計算条件を第 1-1 表および第 1-2 表、数値シミュレーションの計算領域を第 1-2 図に示す。

### 2 評価結果

砂移動に伴う計算時間中の最大堆積厚の分布を第 2-1 図～第 2-3 図に示す。

海水ポンプ室前面における堆積はいずれの手法においても、2 cm 程度以下であることから、砂移動により海水ポンプの取水に支障が生じることはなく、原子炉施設の安全性に問題とならないことを確認した。



第 1-1 図 砂移動の数値シミュレーションのフロー

第 1-1 表 砂移動の数値シミュレーションの計算手法

	藤井他(1998) <sup>(1)</sup> の手法	高橋他(1999) <sup>(2)</sup> の手法
地盤高の連続式	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \alpha \left( \frac{\partial Q}{\partial x} \right) + \frac{E-S}{\sigma(1-\lambda)} = 0$	$\frac{\partial Z}{\partial t} + \frac{1}{1-\lambda} \left( \frac{\partial Q}{\partial x} + \frac{E-S}{\sigma} \right) = 0$
浮遊砂濃度の連続式	$\frac{\partial C}{\partial t} + \frac{\partial(UC)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$	$\frac{\partial(C_s D)}{\partial t} + \frac{\partial(MC_s)}{\partial x} - \frac{E-S}{D} = 0$
流砂量式	小林他(1996) <sup>(3)</sup> の実験式 $Q = 80\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$	高橋他(1999) <sup>(2)</sup> の実験式 $Q = 21\tau_*^{1.5} \sqrt{sgd^3}$
巻き上げ量の算定式	$E = \frac{(1-\alpha)Qw^2\sigma(1-\lambda)}{Uk_z \left[ 1 - \exp\left\{ \frac{-wD}{k_z} \right\} \right]}$	$E = 0.012\tau_*^2 \sqrt{sgd \cdot \alpha}$
沈降量の算定式	$S = wC_b$	$S = wC_s \cdot \sigma$
摩擦速度の計算式	log-wake 則 ( $u_* / U = k / \{ \ln(h/Z_0) - 1 \}$ に wake 関数を付加した式) を鉛直方法に積分した式より算出	マニング則より算出 $u_* = \sqrt{gn^2 U  U  / D^{1/3}}$

Z : 水深変化量 (m)

t : 時間 (s)

x : 平面座標

Q : 単位幅、単位時間当たりの掃流砂量 (m<sup>3</sup>/s/m) $\tau_*$  : シールズ数 $\sigma$  : 砂粒の密度 (g/cm<sup>3</sup>) $\rho$  : 海水の密度 (g/cm<sup>3</sup>)s : =  $\sigma / \rho - 1$ g : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)

d : 砂の粒径 (mm)

U : 流速 (m/s)

D : 全水深 (m)

M : U × D (m<sup>2</sup>/s) $\lambda$  : 空隙率

n : マニングの粗度係数

w : 土粒子の沈降速度 (Rubey 式より算出) (m/s)

 $\alpha$  : 局所的な外力のみに移動を支配される成分が全流砂量に占める比率 $k_z$  : 鉛直拡散係数 (m<sup>2</sup>/s)

k : カルマン定数

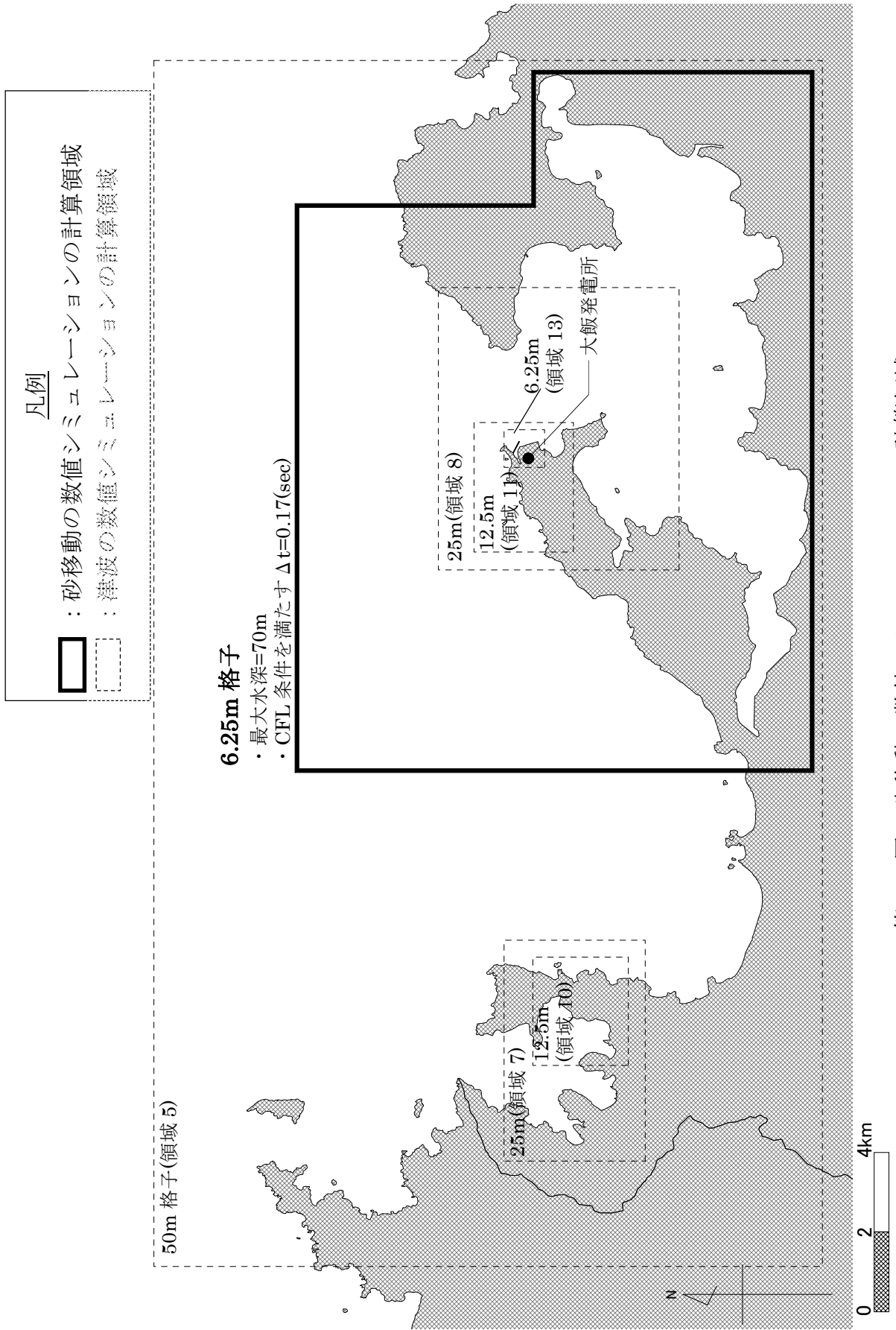
h : 水深 (m)

 $Z_0$  : 粗度高さ (=  $ks/30$ ) (m) $ks$  : 相当粗度 (= d) (m)C,  $C_b$  : 浮遊砂濃度、底面浮遊砂濃度 (浮遊砂濃度連続式より算出) (kg/m<sup>3</sup>) $C_s$  : 浮遊砂体積濃度 (浮遊砂濃度連続式より算出)

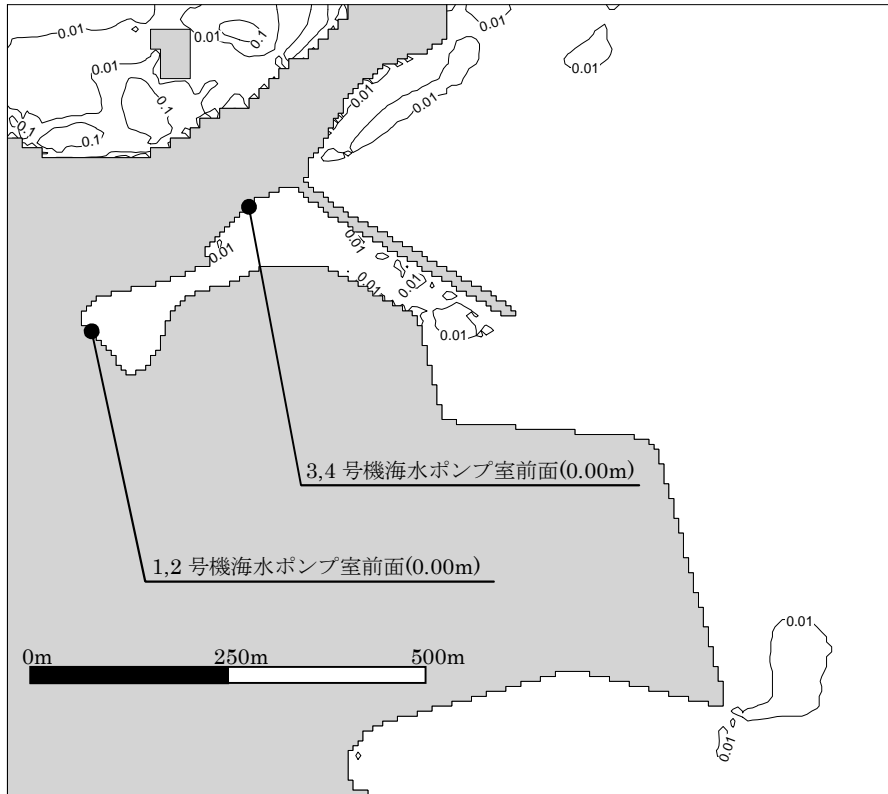


第 1-2 表 砂移動の数値シミュレーションの計算条件

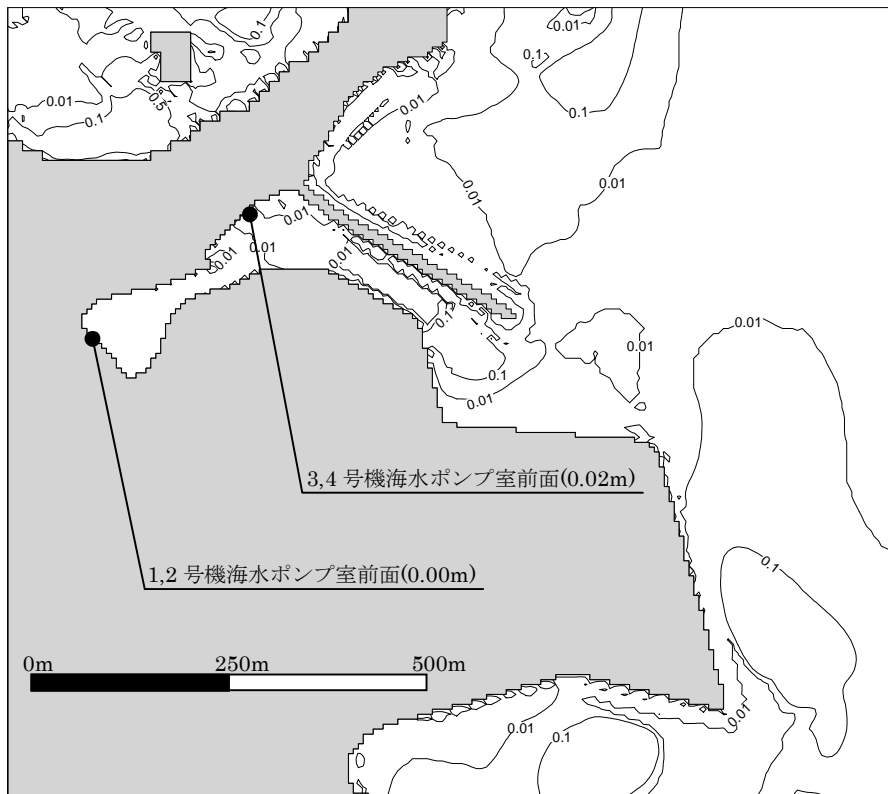
設定項目	設定値
解析領域	大飯発電所を含む近傍の海域 (東西約 17.6km、南北約 13km の範囲)
空間格子間隔	6.25m
時間格子間隔	0.15s (CFL 条件を満たすように設定)
沖側境界条件	<ul style="list-style-type: none"> <li>・津波の数値シミュレーションで得られる水位および線流量を砂移動の数値シミュレーションの沖側境界条件とする</li> <li>・解析領域外への砂流出を考慮する</li> </ul>
陸側境界条件	完全反射条件
飽和浮遊砂濃度 (浮遊砂体積濃度の上限値)	1%
砂粒の密度	$\sigma = 2.764\text{g/cm}^3$
海水の密度	$\rho = 1.03\text{g/cm}^3$
砂の粒径	$d = 0.28\text{mm}$
空隙率	$\lambda = 0.4$ (高橋他(1992) <sup>(4)</sup> )
マンニングの 粗度係数	$n = 0.03$ (土木学会(2002) <sup>(5)</sup> )
局所的な外力のみに 移動を支配される成分が 全流砂量に占める比率	$\alpha = 0.1$ (藤井他(1998) <sup>(1)</sup> )
鉛直拡散係数	$k_z = 0.2\text{ku}_*h$ (藤井他(1998) <sup>(1)</sup> )
カルマン定数	$k = 0.4$ (藤井他(1998) <sup>(1)</sup> )
計算時間	海域活断層に想定される地震に伴う津波 : 地震発生後 3.0 時間



第 1-2 図 砂移動の数値シミュレーションの計算領域



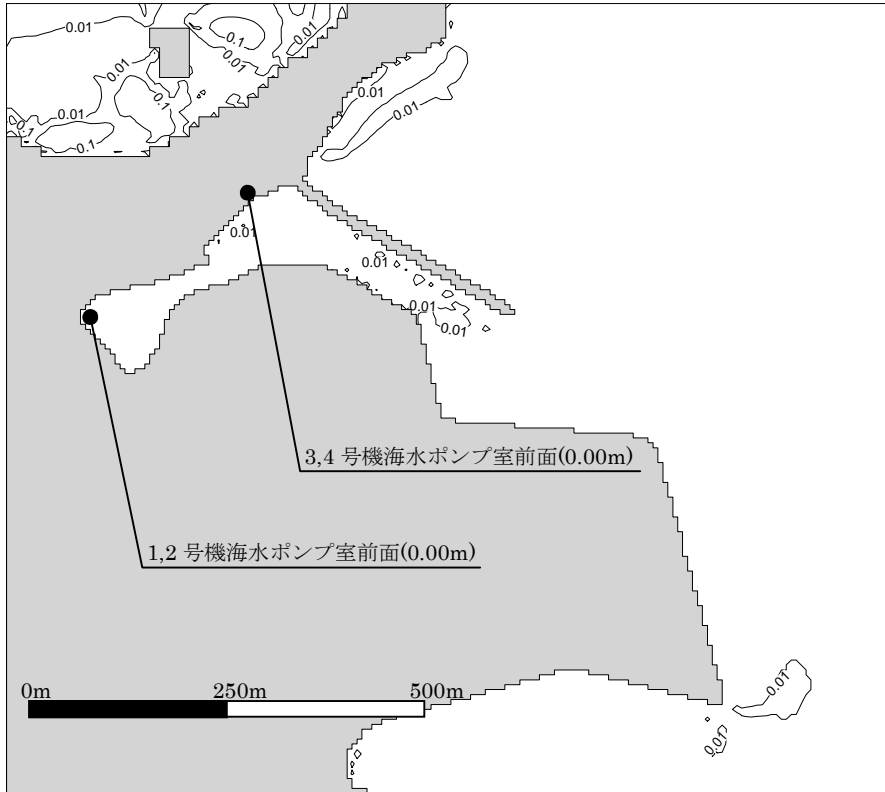
藤井他(1998)<sup>(1)</sup>の手法による検討結果



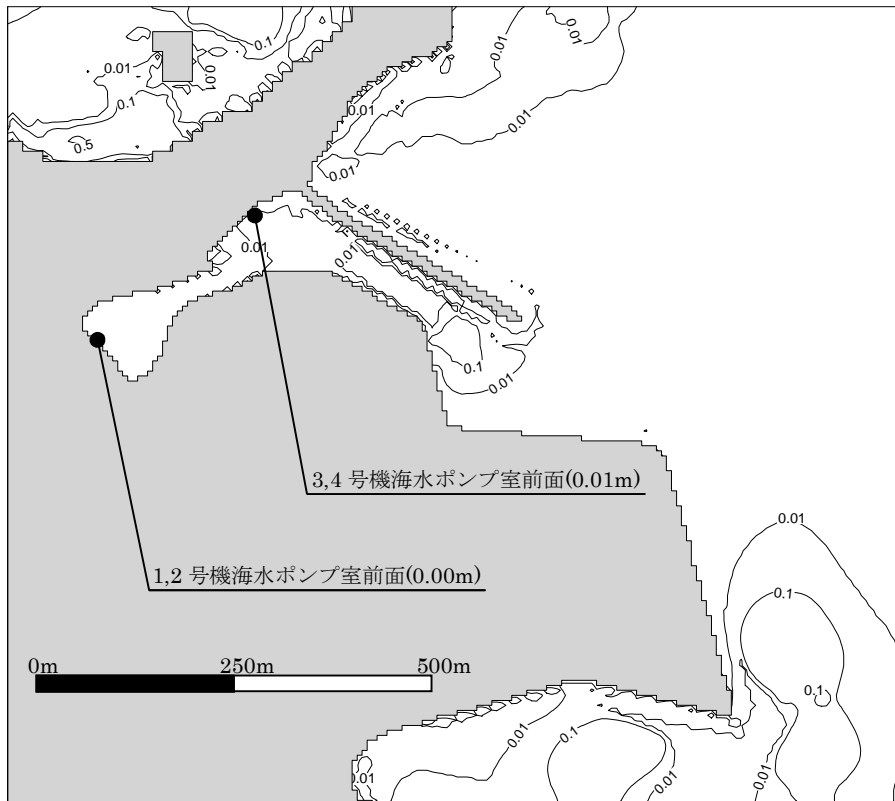
高橋他(1999)<sup>(2)</sup>の手法による検討結果

第 2-1 図 砂移動に伴う計算時間中の最大堆積厚の分布

(水位上昇側：大陸棚外縁～B～野坂断層 [広域応力場 90°、上縁深さ 0km])



藤井他(1998)<sup>(1)</sup> の手法による検討結果



高橋他(1999)<sup>(2)</sup> の手法による検討結果

第 2-2 図 砂移動に伴う計算時間中の最大堆積厚の分布  
(水位下降側：和布－干飯崎沖～甲楽城断層 [広域応力場 90°、上縁深さ 0km] )

### 3 参考文献

- (1) 藤井直樹・大森政則・高尾誠・金山進・大谷英夫(1998):津波による海底地形変化に関する研究, 岸工学論文集, 第 45 巻, pp. 376-380.
- (2) 高橋智幸・首藤伸夫・今村文彦・浅井大輔(1999):掃流砂槽・浮遊層間の交換砂量を考慮した津波移動床モデルの開発, 海岸工学論文集, 第 46 巻, pp. 606-610.
- (3) 小林昭男・織田幸伸・東江隆夫・高尾誠・藤井直樹(1996):津波による砂移動に関する研究, 海岸工学論文集, 第 43 巻, pp. 691-695.
- (4) 高橋智幸・今村文彦・首藤伸夫(1992):土砂移動を伴う津波計算法の開発, 海岸工学論文集, 第 39 巻, pp. 231-235.
- (5) (社)土木学会(2002):原子力発電所の津波評価技術.

## 大飯発電所 3, 4 号機 海水ポンプへの砂混入の影響評価結果

津波水位変動に伴う砂移動については、大飯3, 4号機の取水口前面で約2cm程度以下と極めて少ない評価であるが、浮遊砂については取水スクリーン等では除去できないため、浮遊砂が海水ポンプに混入した場合の影響について確認した。

## (確認結果)

海水ポンプの軸受については、図-1 のとおり、取水した海水を上部の潤滑水入口部より軸受シェルに取り入れ、主軸とゴム軸受の隙間を経由し下部へ通水しながら潤滑する軸受構造となっているため、浮遊砂(粒径約 0.3mm)も海水と共にポンプに吸い上げられて同じ経路で移動する。しかしながら、海水ポンプの軸受断面は図 2 に示すとおり、ゴム軸受部に異物逃がし溝(すきま約 3.7mm)が設けられており、浮遊砂はこの溝より連続的に排出され、軸受内部に滞留しないため、海水ポンプの運転影響はないといえる。

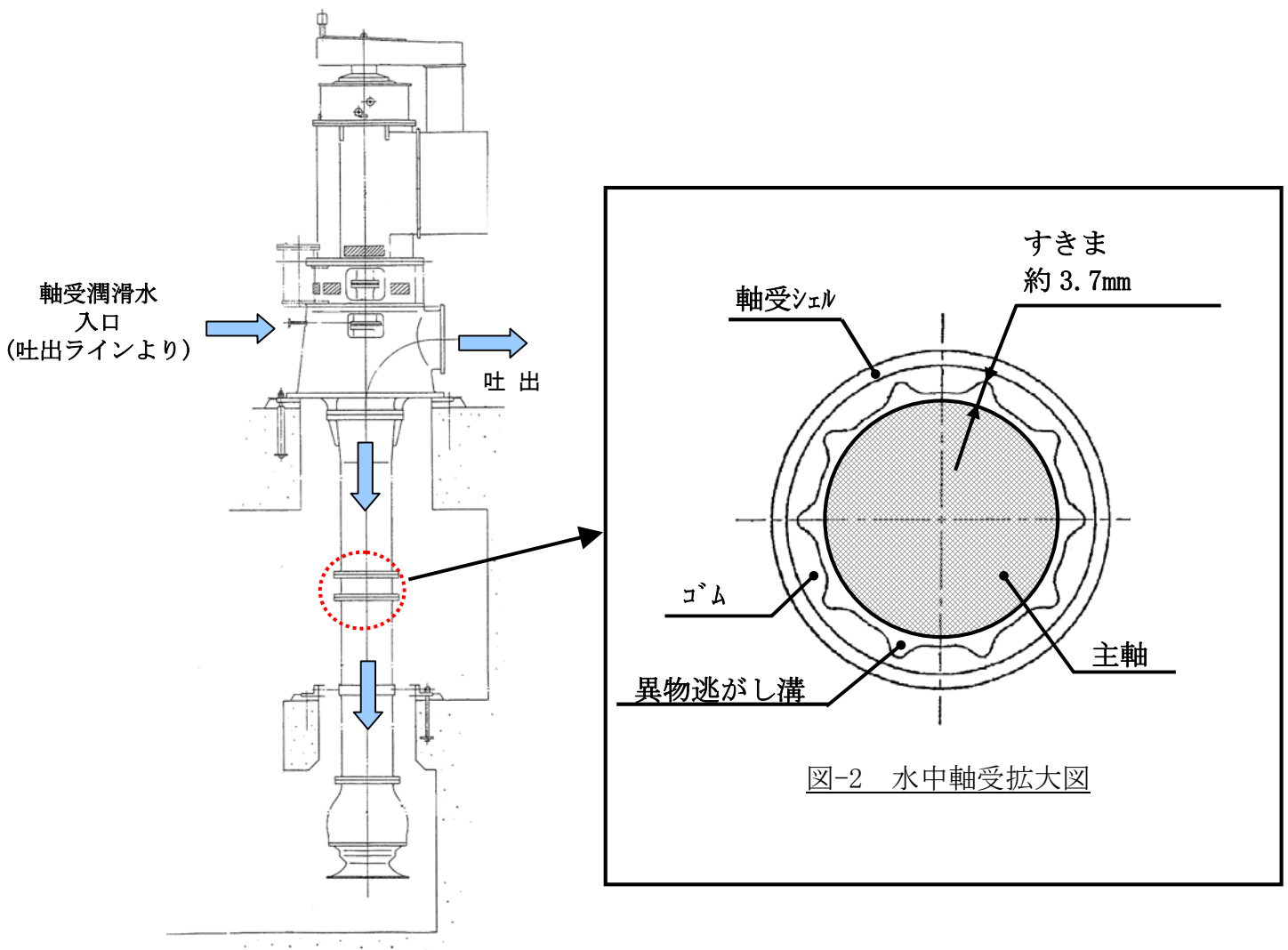


図-1 海水ポンプ軸受部

## 大飯発電所 3, 4 号機の外部火災評価における 航空機落下地点の算出結果

外部火災評価ガイド(案)に基づき、計器飛行、および有視界飛行のうち大型固定翼機、大型回転翼機の落下確率の合計が  $10^{-7}$  回/炉・年となる標的面積を算出し、その結果から原子炉施設からの離隔距離を以下のとおり算出する。

### 1. 標的面積の算出

計器飛行の航空機の落下確率  $P_c$  を求める式

$$P_c = f_c \cdot N_c \cdot A / W$$

$f_c$  : 単位飛行距離当たりの巡航中の落下事故率

$$f_c = G_c / H_c$$

$G_c$  : 巡航中事故件数

$H_c$  : 延べ飛行距離

$N_c$  : 評価対象とする航空路等の年間飛行回数

$A$  : 原子炉施設の標的面積

$W$  : 航空路幅

有視界飛行の大型固定翼・回転翼航空機の落下確率  $P_v$  を求める式

$$P_v = (f_v / S_v) \cdot A \cdot \alpha$$

$f_v$  : 単位年当たりの落下事故率

$S_v$  : 全国土面積

$A$  : 原子炉施設の標的面積

$\alpha$  : 対象航空機の種類による係数

$P_c + P_v$  (固定) +  $P_v$  (回転)  $< 10^{-7}$  となる  $A$  を求める。

その結果は、

$$A < 0.27597021 \text{ [km}^2\text{]}$$

となる。

さらに安全側の評価として、 $10^{-7}$  回/炉・年に相当する標的面積を

$$0.27 \text{ [km}^2\text{]} = 270000 \text{ [m}^2\text{]}$$

とする。

## 2. 原子炉施設からの離隔距離の算出

1. で求めた面積と、対象となる原子炉施設の周辺に  $L$  [m] の離隔距離を含めた火災評価上の標的面積との関係から  $L$  を算出する。

その計算結果は、

$$L = 120.9$$

となることから、火災影響評価で使用する離隔距離については、さらに安全側の値として、

$$L = 120 \text{ [m]}$$

とした。

以 上



大飯発電所 3, 4 号機における火災防護規定 (案) への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定 (案)	大飯発電所 3, 4 号機での対応状況
<p>1. まえがき</p> <p>本規定は、「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を定める規則（仮称）」第八条に定める火災防護の設計方針に基づき、発電用軽水型原子炉施設の火災防護対策の詳細に関して、原子炉施設の安全機能確保の観点から、考慮すべき事項を定めたものである。なお、本規定に適合しない場合であっても、それが技術的な改良、進歩等を反映したものであって、本規定を満足する場合と同等又はそれを上回る安全性を確保し得ると判断される場合は、これを排除するものではない。</p> <p>(参考) (ここで「参考」とは、対審査官に向けての視点、注意事項を整理したものである。) 発電用軽水型原子炉施設は、火災によりその安全性が脅かされることがないように、適切な火災防護対策を施しておく必要がある。</p> <p>本規定では、火災の発生防止対策を示すとともに、火災の感知及び消火、並びに火災の影響軽減対策をとり入れている。</p> <p>人為的な火災や定期検査時に持ち込まれる可燃性物質による火災、あるいは溶接作業等により発生する可能性がある火災等については、管理に係る事項であることから、本規定の対象外としている。</p> <p>1.1 適用範囲</p> <p>本規定は、発電用軽水型原子炉施設に適用する。</p> <p>1.2 用語の定義</p> <p>本規定において、次の各号に掲げる用語の定義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>(1) 「不燃性」 火災により燃焼しない性質をいう。</p> <p>(2) 「難燃性」 火災により燃焼し難く、また、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質をいう。</p> <p>(3) 「耐火壁」 床、壁、天井、扉等耐火構造の一部であって、必要な耐火能力を有するものをいう。</p> <p>(4) 「隔壁」 火災の影響を防止するための不燃性又は難燃性の構造物をいう。</p> <p>(5) 「消火設備」 消火器具、消火栓、消火配管、自動消火設備、手動消火設備、移動式消火設備（消防車等をいう。）及び消火水槽をいう。</p> <p>(6) 「火災感知設備」 火災の感知を行い、警報等を行う設備をいう。</p> <p>(7) 「火災荷重」 ある空間内の可燃性物質の潜在的発熱量をいう。</p> <p>(8) 「難燃ケーブル」 火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質を有するケーブルをいう。</p> <p>(9) 「可燃性物質」 不燃性材料以外の材料をいう。</p> <p>(10) 「発火性又は引火性物質」 可燃性物質のうち、火災発生の危険性が大きい、火災が発生した場合に火災を拡大する危険性が大きい、又は火災の際の消火の困難性が高いものをいう。</p> <p>(11) 「火災区域」 耐火壁によって囲まれ、他の区域と分離されている建屋内の区域をいう。</p>	<p>大飯発電所 3, 4 号機での対応状況</p>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)	大飯発電所3, 4号機での対応状況
<p>(12) 「火災区画」火災区画を細分化したものであって、耐火壁、離隔距離、固定式消火設備等により分離された火災防護上の区画をいう。</p> <p>(13) 「火災防護対象機器」原子炉の高温停止または低温停止に影響を及ぼす可能性のある機器</p> <p>(14) 火災防護対象ケーブル 火災防護対象機器を駆動若しくは制御するケーブル(電気盤や制御盤を含む)</p> <p>(15) 「安全機能」原子炉の停止、冷却、環境への放射性物質の放出抑制を確保するための機能をいう。</p> <p>(16) 「多重性」同一の機能を有する同一の性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。</p> <p>(17) 「多様性」同一の機能を有する異なる性質の系統又は機器が二つ以上あることをいう。</p> <p>(18) 「独立性」二つ以上の系統又は機器が設計上考慮する環境条件及び運転状態において、共通要因又は従属要因によって、同時にその機能が阻害されないことをいう。</p> <p>(19) 「単一故障」単一の原因によって一つの機器が所定の安全機能を失うことをいう。単一の原因によって必然的に発生する要因に基づく多重故障を含む。</p>	<p>大飯発電所3, 4号機では、以下のとおり、火災区域及び火災区画の分類に基づいて、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じている。</p>
<p>2. 基本事項</p> <p>発電用軽水型原子炉施設(以下、原子炉施設という)内の火災区域又は火災区画に設置される安全機能を有する構造物、系統及び機器を火災から防護することを目的として、以下に示す火災区域及び火災区画の分類に基づいて、火災発生防止、火災の感知及び消火、火災の影響軽減のそれぞれを考慮した火災防護対策を講じること。</p> <p>(1) 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域及び火災区画</p> <p>(2) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構築物、系統及び機器が設置される火災区域</p> <p>火災防護対策並びに火災防護対策を実施するために必要な手順、機器及び職員の体制を含めた火災防護計画を策定すること。</p> <p>(参考)</p> <p>審査に当たっては、以下に示す確認事項について確認すること。また、以下に記載していない確認事項として、JEAC4626-2010及びJEAC4607-2010を参照すること。</p> <p>なお、本規定の要求事項の中には、基本設計の段階においてそれが満足されているか否かを確認することができないものもあるが、その点については詳細設計の段階及び運転管理の段階において確認する必要がある。</p> <p>火災防護計画について</p> <p>発電用軽水型原子炉施設(以下、原子炉施設という)設置者が、火災防護対策を適切に実施するための火災防護計画を策定していること。</p> <p>同計画に、各原子炉施設の安全機能を有する構築物、系統及び機器の防護を目的として実施される火災防護対策及び計画を実施するために必要な手順、機器、組織体制を定められていること。</p> <p>火災防護計画に、安全機能を有する構築物、系統及び機器を火災から防護するため、以下の</p>	<p>これまでに防火管理、初期消火対応、可燃物管理、火気使用作業管理等に関する標準類を制定しているが、今回、火災防護計画としてとりまとめ中である。(5月末完了予定)</p>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)	大飯発電所3, 4号機での対応状況
<p>3つの深層防護の概念に基づいて火災区域及び火災区画を考慮した適切な火災防護対策が含まれていること。</p> <p>a. 火災の発生を防止する。 b. 火災を早期に感知して速やかに消火する。 c. 消火活動によっても、速やかに鎮火しない事態においても、火災によって原子炉の高温停止及び低温停止の機能が確保されるように、当該安全機能を有する構築物、系統及び機器を防護する。</p> <p>火災防護計画が以下に示すとおりとなつていることを確認すること。</p> <p>① 原子炉施設全体を対象とする火災防護計画になっていること。 ② 事業者の組織内における責任の所在が明確にされていること。 ③ 火災防護計画を遂行する各責任者に委任された権限が明記されていること。 ④ 火災防護計画を遂行するための運営管理及び要員の確保が明記されていること。 ⑤ 原子炉を高温停止及び低温停止する機能の確保を目的とした火災の発生防止、火災の感知及び消火、火災による影響の軽減の各対策の概要が記載されていること。</p> <p>2.1 火災発生防止</p> <p>2.1.1 原子炉施設は火災の発生を防止するために以下の各号に掲げる火災防護対策を講じた設計であること。</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は、以下の事項を考慮して、火災の発生防止対策を講じている。</p> <p>① 漏えいの防止、拡大防止 発火性又は引火性物質の漏えいの防止対策、拡大防止対策を講じていること。ただし、雰囲気の不活性化等により、火災が発生するおそれがない場合は、この限りでない。</p> <p>② 配置上の考慮 発火性物質又は引火性物質の火災によって、原子炉施設の安全機能を損なうことがないよう配置すること。</p> <p>③ 換気 換気ができる設計であること。</p> <p>④ 防爆 防爆型の電気・計装品を使用するとともに、必要な電気設備に接地を施すこと。</p> <p>⑤ 貯蔵 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域における発火性物質又は引火性物質の貯蔵は、運転に必要な量にとどめること。</p> <p>(2) 可燃性の蒸気又は可燃性の微粉が滞留するおそれがある火災区域には、滞留する蒸気又は微粉を屋外の高所に排出する設備を設けるとともに、電気・計装品は防爆型とする。また、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には、</p>	<p>大飯発電所3, 4号機での対応状況</p> <p>2.1 火災発生防止</p> <p>2.1.1 大飯発電所3, 4号機では、火災の発生を防止するために、以下のとおり、火災防護対策を講じた設計としている。</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質を内包する設備及びこれらの設備を設置する火災区域は、以下の事項を考慮して、火災の発生防止対策を講じている。</p> <p>① 漏えいの防止、拡大防止 発火性又は引火性物質の潤滑油等を内包する系統、設備では、溶接構造の採用等により漏えいを防止し、必要に応じて、堰等を設置し、漏えいした潤滑油等が拡大することを防止している。水素を内包する化学体積制御タンクまわり、気体廃棄物処理設備では、溶接構造の採用等により漏えいを防止している。</p> <p>② 配置上の考慮 発火性又は引火性物質の火災によって、原子炉施設の安全機能を損なうことがない配置としている。(「3. 火災の影響の軽減」を参照。)</p> <p>③ 換気 発火性又は引火性液体、気体を内包する設備を設置している火災区域は、機械換気を行っている。</p> <p>④ 防爆 水素を内包する系統、機器は、漏えい防止策を講じ、かつ、機械換気を行っており、電気・計装品を防爆型とする必要がある火災区域はない。また、必要な電気設備には接地を施している。</p> <p>⑤ 貯蔵 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置している火災区域で貯蔵している非常用ディーゼル発電機の燃料油の量は、運転に必要な量にとどめている。</p> <p>(2) 有機溶剤のような可燃性の蒸気又は繊維のような可燃性の微粉が滞留するおそれのある火災区域はない。</p>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)	大飯発電所3, 4号機での対応状況
<p>静電気を除去する装置を設けること。</p> <p>(3) 火花が発生する設備や高温の設備等発火源となる設備を設置しないこと。ただし、災害の発生を防止する附帯設備を設けた場合は、この限りでない。</p> <p>(4) 火災区域内で水素が漏えいしても、水素濃度が燃焼限界濃度以下となるように、水素を排気できる換気設備を設置すること。また、水素が漏えいするおそれのある場所には、その漏えいを検出して中央制御室にその警報を発すること。</p> <p>(5) 放射線分解等により発生し、蓄積した水素の急速な燃焼によって、原子炉の安全性を損なうおそれがある場合には、水素の蓄積を防止する措置を講じること。</p> <p>(6) 電気系統は、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱防止のため、保護継電器と遮断器の組合せ等により故障回路の早期遮断を行い、過熱、焼損の防止する設計であること。</p> <p>(参考)</p> <p>(1) 発火性又は引火性物質について 発火性又は引火性物質としては、例えば、消防法で定められる危険物、高圧ガス保安法で定められる高圧ガスのうち可燃性のも等が挙げられ、発火性又は引火性気体、発火性又は引火性液体、発火性又は引火性固体が含まれる。</p> <p>(5) 放射線分解に伴う水素の対策について BWRの具体的な水素対策については、社団法人火力原子力発電技術協会「BWR配管における混合ガス(水素・酸素)蓄積防止に関するガイドライン(平成17年10月)」に基いたものとなっていること。</p> <p>2.1.2 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、以下の各号に掲げるとおり、不燃性材料又は難燃性材料を使用した設計であること。ただし、これに代わるものが同等の性能を有することが実証されれば、この限りではない。</p> <p>(1) 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ち、主要な構造材は不燃性材料を使用すること。</p> <p>(2) 建屋内の変圧器及び遮断器は、絶縁油等の可燃性物質を内包していないものを使用すること。</p> <p>(3) ケーブルは難燃ケーブルを使用すること。</p> <p>(4) 換気設備のフィルタは、不燃性材料又は難燃性材料を使用すること。ただし、チャコールフィルタについては、この限りでない。</p> <p>(5) 保温材は金属、ロックウール又はグラスウール等、不燃性のもを使用すること。</p> <p>(6) 建屋内装材は、不燃性材料を使用すること。</p> <p>(参考)</p> <p>(3) 難燃ケーブルについて 使用するケーブルについて、「火災により着火し難く、著しい燃焼をせず、また、加熱源を除去した場合はその燃焼部が広がらない性質」を有していることが、延焼性及び自己消火</p>	<p>大飯発電所3, 4号機での対応状況</p> <p>(3) モーター類のブラシはブラケット内に収納し、火花が外部に出ないようにしている。また、原子炉容器や1次冷却材系の配管等の高温の設備は、潤滑油等の可燃物を加熱しない配置、系統構成としてしている。</p> <p>(4) 水素を内包する化学体積制御タンクまわり、気体廃棄物処理設備まわり、蓄電池室は、機械換気により水素の滞留を防止している。また、水素が漏えいするおそれがある蓄電池室には、その漏えいを検出して中央制御室に警報を発する設備を設置する。(6月末完了予定)</p> <p>(5) PWRに該当する設備はない。</p> <p>(6) 電気系統は、地絡、短絡等に起因する過電流による過熱防止のため、保護継電器等を設置し、過電流による過熱、焼損を防止する設計としている。</p> <p>2.1.2 大飯発電所3, 4号機では、安全機能を有する構築物、系統及び機器は、以下のとおり、不燃性又は難燃性材料を使用している。ただし、材料規格、機械的・電気的な特性、信頼性、保守性、放射線等の環境条件への耐性等も勘案し、原子炉施設の安全性を確保できるようにしている。</p> <p>(1) 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ち、主要な構造材は不燃性材料としている。</p> <p>(2) 建屋内の変圧器は、絶縁油を使用しない乾式としている。建屋内の遮断器は、絶縁油を使用しないガス遮断器、気中遮断器、配線用遮断器等としている。</p> <p>(3) ケーブルは、難燃性の試験に合格するものを使用している。</p> <p>(4) 換気設備の粗フィルタは、微粒子フィルタは、ガラス繊維を使用している。</p> <p>(5) 保温材は、ロックウール等、不燃性のもを使用している。</p> <p>(6) 建屋内装材は、不燃性材料(建築基準法の不燃材料、難燃材料、準不燃材料及び建築基準法や消防法に基づく防火性能を有する材料を含む)を使用している。ただし、耐放射線性、除染性を確保するため、エポキシ系樹脂塗料を使用している場所がある。</p>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)	大飯発電所3, 4号機での対応状況
<p>性の実証試験により示されていること。 (実証試験の例)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>自己消火性の実証試験・・・UL 垂直燃焼試験</li> <li>延焼性の実証試験・・・IEEE383 または IEEE1202</li> </ul> <p>建築基準法施行令における用語の定義について</p> <p>第1条 この政令において、次の各号に掲げる用語の定義は、それぞれ当該各号に定めるところによる。</p> <p>六 難燃材料 建築材料のうち、通常の火災による火熱が加えられた場合に、加熱開始後五分間第百八条の二各号(建築物の外部の仕上げに用いるもの)にあつては、同条第一号及び第二号)に掲げる要件を満たしているものとして、国土交通大臣が定めたもの又は国土交通大臣の認定を受けたものをいう。</p> <p>第百八条の二 法第二条第九号の政令で定める性能及びその技術的基準は、建築材料に、通常の火災による火熱が加えられた場合に、加熱開始後二十分間次の各号(建築物の外部の仕上げに用いるもの)にあつては、第一号及び第二号)に掲げる要件を満たしていることとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>一 燃焼しないものであること。</li> <li>二 防火上有害な変形、溶融、き裂その他の損傷を生じないものであること。</li> <li>三 避難上有害な煙又はガスを発生しないものであること。</li> </ul>	<p>2.1.3 大飯発電所3, 4号機では、落雷、地震等の自然現象によって原子炉施設内の構築物、系統及び機器に火災が発生しないように、以下のとおり、火災防護対策を講じた設計としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) 原子炉建屋、タービン建屋に避雷設備を設置している。</li> <li>(2) 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」に従い、耐震設計を行っている。</li> </ul>
<p>2.2 火災の感知、消火</p> <p>2.2.1 火災感知設備及び消火設備は、以下の各号に示すように、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行える設計であること。</p> <p>(1) 火災感知設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 各火災区域における放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して型式を選定すること。</li> <li>② 火災を早期に感知できるよう固有の信号を発する異なる種類の感知器又は同等の機能を有する機器を組合せて設置すること。また、その設置にあたっては、感知器等の誤動作を防止するための方策を講じること。</li> <li>③ 外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。</li> </ul>	<p>2.2 火災の感知、消火</p> <p>2.2.1 大飯発電所3, 4号機の火災感知設備及び消火設備は、以下のとおり、安全機能を有する構築物、系統及び機器に対する火災の影響を限定し、早期の火災感知及び消火を行える設計としている。</p> <p>(1) 火災感知設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 放射線、取付面高さ、温度、湿度、空気流等の環境条件や予想される火災の性質を考慮して選定した型式の火災感知設備を、各火災区域に設置している。</li> <li>② 火災発生場所を特定できる受信設備とすることで火災の早期感知をはかっている。熱感知器と煙感知器を組み合わせて、固定式消火設備の誤動作を防止している。</li> <li>③ 火災感知設備は、バッテリーを内蔵している。</li> </ul>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)</p> <p>④ 中央制御室等で適切に監視できる設計であること。</p> <p>(参考)  <u>(1) 火災感知設備について</u>          ● 早期に火災を感知し、かつ、誤作動(火災でないにもかかわらず火災信号を発すること)を防止するための方策がとられていること。          (早期に火災を感知するための方策)          ・ 固有の信号を発する異なる種類の感知器としては、例えば、煙感知器と炎感知器のような組み合わせとなっていること。          ・ 感知器の設置場所を1つずつ特定することにより火災の発生場所を特定することができる受信機を用いること。          (誤作動を防止するための方策)          ・ 平常時の状況(温度、煙の濃度)を監視し、かつ、火災現象(急激な温度や煙の濃度の上昇)を把握することができるとアナログ式の感知器を用いること。          ● 感知器取付面の位置が高いこと等から点検が困難になるおそれがある場合は、自動試験機能又は遠隔試験機能により点検を行うことができる感知器が用いられていること。          ● 炎感知器又は熱感知器に代えて、赤外線感知機能等を備えた監視カメラシステムを用いても差し支えない。この場合、死角となる場所がないように当該システムが適切に設置されていること。</p>	<p>大飯発電所3, 4号機での対応状況</p> <p>④ 火災感知設備は中央制御室に設置している。</p>
<p>(2) 消火設備</p> <p>① 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域又は火災区画であって、可燃物の状況から想定される火災時に、煙の充満、放射線の影響等により消火活動が困難なところには、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置すること。          ② 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区域であって、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なところは、自動消火設備又は手動操作による固定式消火設備を設置すること。          ③ 消火用水供給系の水源及び消火ポンプ系は、多重性又は多様性を備えた設計であること。          ④ 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構造物、系統及び機器相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置される消火設備は、系統分離に応じた独立性を備えた設計であること。          ⑤ 消火設備は、火災の火炎、熱による直接的な影響のみならず、煙、流出流体、断線、爆発等による二次的影響が安全機能を有する構造物、系統及び機器に悪影響を及ぼさないように設置すること。          ⑥ 可燃性物質の性状を踏まえ、想定される火災の性質に応じた十分な容量の消火剤を備えること。          ⑦ 移動式消火設備を配備すること。          ⑧ 消火剤に水を使用する消火設備は、2時間の最大放水量を確保できる設計であること。</p>	<p>(2) 消火設備</p> <p>① 原子炉の高温停止及び低温停止を達成し、維持するための安全機能を有する構造物、系統及び機器を設置している火災区域又は火災区画であって、可燃物の状況から想定される火災時に、煙の充満により消火活動が困難な高線量区域もない。          ② 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器を設置している火災区域であって、可燃物の状況から想定される火災時に、煙の充満により消火活動が困難なところはなく、消火のため立入りが困難な高線量区域もない。          ③ 消火用水供給系の水源には、複数のタンクがあり、ディーゼル駆動ポンプ、電動ポンプを設置している。          ④ 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構造物、系統及び機器相互の系統分離を行うために設けられた火災区域又は火災区画に設置した消火設備への消火用水の供給は、③のとおり駆動源の異なるディーゼル駆動ポンプ又は電動ポンプにより行うため、消火活動中の単一故障を仮定しても、同時に機能を喪失することがない。          ⑤ 消火活動を早期に行えるよう、全ての火災区域の消火活動に対処できる消火栓、消火器の配置により、安全機能を有する構造物、系統及び機器に火災の二次的悪影響が及ばないようにしている。          ⑥ ガス消火設備の消火剤は、対象となる部屋の体積等を考慮した十分な容量としている。          ⑦ 化学消防自動車、泡消火薬剤等を配備している。          ⑧ 消火用水の供給源には、最大放水量の2時間以上の水量を確保している。</p>

大飯発電所 3, 4 号機における火災防護規定 (案) への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定 (案)	大飯発電所 3, 4 号機での対応状況
<p>⑨ 消防用水供給系をサービスイ系または水道水系と共用する場合には、隔離弁等を設置して遮断する等の措置により、消防用水の供給を優先する設計であること。</p> <p>⑩ 消火設備は、故障警報を中央制御室に吹鳴する設計であること。</p> <p>⑪ 消火設備は、外部電源喪失時に機能を失わないように、電源を確保する設計であること。</p> <p>⑫ 消火栓は、全ての火災区域の消火活動に対処できるよう配置すること。</p> <p>⑬ 固定式のガス系消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴させる設計であること。</p> <p>⑭ 管理区域内で消火設備から消火剤が放出された場合に、放射性物質を含むおそれのある排水が管理区域外へ流出することを防止する設計であること。</p> <p>⑮ 電源を内蔵した消火設備の操作等に必要な照明器具を、必要な火災区域及びその出入通路に設置すること。</p> <p>(参考)</p> <p>(2) 消火設備について</p> <p>①-1 手動操作による固定式消火設備を設置する場合は、早期に消火設備の起動が可能となるよう中央制御室から消火設備を起動できる設計とすること。</p> <p>上記の対策を講じた上で、中央制御室以外の火災区域又は火災区画に消火設備の起動装置を設置することは差し支えない。</p> <p>①-2 自動消火設備にはスプリンクラー設備、水噴霧消火設備、ガス系消火設備 (自動起動の場合に限る)、遠隔手動操作可能な固定式消火設備には、ガス系消火設備等がある。中央制御室のように常時人がいる場所には、ハロン 1301 を除きガス系消火設備が設けられていないことを確認すること。</p> <p>④ 「系統分離に応じた独立性」とは、原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器が系統分離を行うため複数の火災区域又は火災区画に分離して設置されている場合に、それらの火災区域又は火災区画に設置された消火設備が、水源、配管及び消火ポンプ系 (その電源を含む) の単一故障により、同時に機能を喪失することがないことをいう。</p> <p>⑦ 移動式消火設備については、「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第十一條の四」を踏まえて設置されていること。</p> <p>⑧ 消火設備のための必要水量は、要求される放水時間及び必要圧力での最大流量を基に設計されていること。この最大流量は、すべての固定式消火設備の最大流量に手動消火設備の最大流量を加えたものであること。</p> <p>なお、最大放水量の継続時間としての 2 時間は、米原子力規制委員会 (NRC) が定める Regulatory Guide 1.189 で規定されている値である。</p> <p>上記の条件で設定された防火水槽の必要容量は、Regulatory Guide 1.189 では 1,136,000 リットル (1,136 m<sup>3</sup>) 以上としている。</p>	<p>⑨ 消防用水供給水系には隔離弁を設置し、消防用水の供給を優先できるようにしている。</p> <p>⑩ ポンプ、固定式消火設備の故障警報を中央制御室に吹鳴するようにしている。</p> <p>⑪ ディーゼル駆動式のポンプを設置し、外部電源喪失時にも消火設備が機能を失わないようにしている。</p> <p>⑫ 全ての火災区域の消火活動に対処できるよう、消火栓を設置している。</p> <p>⑬ 非常用ディーゼル発電機室に設置している CO<sub>2</sub> 消火設備は、作動前に職員等の退出ができるように警報を吹鳴するものとしている。</p> <p>⑭ 管理区域内で放出した消火水は、ドレンとして回収し、管理区域外へ流出することを防止している。</p> <p>⑮ 消火設備の操作等に必要な電源を内蔵した照明器具を、消火設備の設置場所及びその出入経路に設置する。(6 月末完了予定)</p>
<p>2.2.2 火災感知設備及び消火設備は、以下の各号に示すように、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持される設計であること。</p> <p>(1) 凍結するおそれがある消火設備は、凍結防止対策を講じた設計であること。</p>	<p>2.2.2 火災感知設備及び消火設備は、以下のように、地震等の自然現象によっても、火災感知及び消火の機能、性能が維持されるようにしている。</p> <p>(1) 屋外の消火設備は、凍結を防止するため、ブローができるように弁を設置している。</p>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

<p>大飯発電所3, 4号機での対応状況</p>	<p>大飯発電所3, 4号機での対応状況</p>
<p>実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)</p> <p>(2) 風水害に対して消火設備の性能が著しく阻害されない設計であること。</p> <p>(3) 消火配管は、地震時ににおける地盤変位対策を考慮した設計であること。</p> <p>(参考)</p> <p>●火災防護対象機器等が設置される火災区画には、耐震B・Cクラスの機器が設置されている場合が考えられる。これらの機器が設計基準地震動により損傷しSクラス機器である原子炉の火災防護対象機器の機能を失わせることがないことは、耐震設計審査指針において要求されることであるが、その際、耐震B・Cクラス機器に設計基準地震動による損傷に伴う火災が発生した場合においても、火災防護対象機器等の機能が維持されることについて確認されなければならない。</p> <p>(2) 消火設備を構成するポンプ等の機器が水没等で機能しなくなることのないよう、設計に当たっては配置が考慮されていること。</p> <p>2.2.3 安全機能を有する構築物、系統及び機器は、消火設備の破損、誤動作又は誤操作によって、安全機能を失わない設計であること。また、消火設備の誤動作又は誤操作による溢水の安全機能への影響について「原子力発電所の内部溢水影響評価ガイド」により確認すること。</p> <p>(参考)</p> <p>原子力発電所の内部溢水影響評価ガイドでは、発生要因別に分類した以下の溢水を想定することとしている。</p> <p>a. 想定する機器の破損等によって生じる漏水による溢水</p> <p>b. 発電所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からの放水による溢水</p> <p>c. 地震に起因する機器の破損等により生じる漏水による溢水</p> <p>このうち、火災時に考慮する消火水系統からの放水による溢水として、以下が想定されていること。</p> <p>① 火災感知により自動動作するスプリンクラーからの放水</p> <p>② 建屋内の消火活動のために設置される消火栓からの放水</p> <p>③ 原子炉格納容器スプレイ系統からの放水による溢水</p> <p>2.3 火災の影響軽減</p> <p>2.3.1 安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対する影響軽減のための対策を講じた設計であること。</p> <p>(1) 原子炉の高温停止及び低温停止に係わる安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置する火災区域については、3時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区域から分離すること。</p>	<p>(2) 風水害により性能が著しく阻害されるおそれがあるポンプは、風水害の影響を受けない屋内に設置している。</p> <p>(3) 地震時に消火配管が破損することも考慮し、消防車を用いて、火災防護対象機器等を設置している建屋の消火栓に給水することを可能とする給水接続口を設置している。</p> <p>2.2.3 内部溢水の条項のとおり</p> <p>2.3 火災の影響軽減</p> <p>2.3.1 安全機能を有する構築物、系統及び機器の重要度に応じ、それらを設置する火災区域又は火災区画内の火災及び隣接する火災区域又は火災区画における火災による影響に対する影響軽減のための対策を講じている。</p> <p>(1) 安全機能を有する構築物、系統及び機器を設置している建屋に設定している火災区域は、他の火災区域と接していない。 (別紙1参照)</p>



大飯発電所 3, 4 号機における火災防護規定 (案) への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定 (案)	大飯発電所 3, 4 号機での対応状況
<p>(2) 原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構造物、系統及び機器は、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計であること。 具体的には、火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルが次に掲げるいずれかの要件を満たしていること。</p> <p>a. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が 3 時間以上の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること。</p> <p>b. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間の水平距離が 6m 以上あり、かつ、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。この場合、水平距離間には可燃性物質や一時的に持ち込まれる可燃性物質が存在しないこと。</p> <p>c. 互いに相違する系列の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルについて、互いの系列間が 1 時間の耐火能力を有する隔壁等で分離されていること、火災感知設備及び自動消火設備が当該火災区画に設置されていること。</p>	<p>(2) (1) の火災区域内の火災防護対象機器及び火災防護対象ケーブルは、系統分離を行うために、以下のとおり、延焼を防止する設計としている。</p> <p>a. 互いに相違する系列の補助給水ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ、安全機能を有する動力盤及び一部のケーブルは、NPPA ハンドブックで 3 時間の耐火能力を有するとされる厚さ (約 150mm) 以上の壁で分離している。</p> <p>しかしながら、一部の機器 (原子炉補機冷却水ポンプ、海水ポンプ、ほう酸ポンプ、制御用空気圧縮機、ケーブル、上記以外の電気盤、配管等) については、以下の 3 ケースの考え方で延焼防止をすする設計としている。</p> <p>① ケース 1 (火災が想定されない機器) 可燃物や、加熱源・着火源の有無から、火災が想定されない機器は、互いに相違する系列の機器を設置する設計とする。 (対象機器：制御用空気圧縮機、配管等)</p> <p>② ケース 2 (想定される火災の影響が周囲に及ばない機器) 想定される火災の影響が周囲に及ばないことを実証試験で確認している機器については、互いに相違する系列の機器類を設置する設計とする。 (対象機器：海水ポンプ、制御盤)</p> <p>③ ケース 3 (温度評価等に基づく距離による分離) 潤滑油を内包する機器で機器外部での油火災が想定される場合は、火災が発生した場合の周囲の温度を実証試験データに基づく近似式で評価し、火災の影響が及ばないことが確認できる距離を確保することで、延焼を防止する。 ケーブルは、米国電気電子工学学会 (IEEE) 規格 384 (1992 年版) の離隔距離により分離すること で、延焼を防止する。なお、念のため、同規格の国内プラントへの適用を実証試験でも確認している。 (対象機器：原子炉補機冷却水ポンプ、ほう酸ポンプ、ケーブル) (別紙 2 参照)</p>
<p>(3) 放射性物質の貯蔵又は閉じ込め機能を有する構造物、系統及び機器が設置される火災区画については、3 時間以上の耐火能力を有する耐火壁によって他の火災区画から分離されていること。</p> <p>(4) 換気設備は、他の火災区域の火、熱、又は煙が安全機能を有する構造物、系統及び機器を設置する火災区域に悪影響を及ぼさないように設計すること。また、フィルタの延焼を防護する対策を講じた設計であること。</p>	<p>(3) 安全機能を有する構造物、系統及び機器を設置している建屋に設定している火災区域は、他の火災区域と接していない。(別紙 1 参照)</p> <p>(4) 大飯発電所 3, 4 号機の火災区域は、他の火災区域と接していない。</p>

大飯発電所 3, 4 号機における火災防護規定 (案) への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定 (案)	大飯発電所 3, 4 号機での対応状況
<p>(5) 電気ケーブルや引火性液体の密集区域及び中央制御室の密閉区域では、火災発生時の煙を排気できるように排煙設備を設置すること。なお、排気に伴い放射性物質の放出を抑制する必要がある場合は、排気を停止できる設計であること。</p> <p>(6) 油タンクには排気ファン又はペント管を設け、屋外に排気できるように設計されていること。</p> <p>(参考)</p> <p>(1) 耐火壁の設計の妥当性が、火災耐久試験によって確認されていること。</p> <p>(2)-1 隔壁等の設計の妥当性が、火災耐久試験によって確認されていること。</p> <p>(2)-2 系統分離を b. (6m 離隔+火災感知・自動消火) または c. (1 時間耐火壁+火災感知・自動消火) に示す方法により行う場合には、各々の方法により得られる火災防護上の効果が、a. (3 時間耐火壁) に示す方法によって得られる効果と同等であることが示されていること。</p>	<p>(5) 燃料油を貯蔵する非常用ディーゼル発電機室の煙は、機器搬入扉から排気可能である。電気ケーブルが密集するフロアケーブルダクトや運転員が常駐する中央制御室用に送排風機を配備する。 (6 月 未完了予定)</p> <p>(6) 非常用ディーゼル発電機のサーピスタックには、ペント管を設置している。</p>
<p>2. 3. 2 原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できる設計であること。</p> <p>また、原子炉の高温停止及び低温停止が達成できることを、火災影響評価により確認すること。</p> <p>(火災影響評価の具体的手法は「原子力発電所の内部火災影響評価ガイド」による。)</p> <p>(参考)</p> <p>「高温停止及び低温停止できる」とは、想定される火災の原子炉への影響を考慮して、高温停止状態及び低温停止状態の達成、維持に必要な系統及び機器がその機能を果たすことができることをいう。</p>	<p>2. 3. 2 原子炉施設内のいかなる火災によっても、安全保護系、原子炉停止系の作動が要求される場合には、火災による影響を考慮しても、多重化されたそれぞれの系統が同時に機能を失うことなく、原子炉を高温停止及び低温停止できることを、火災影響評価により確認している。(評価完了後に評価結果を報告予定)</p>
<p>3. 個別事項</p> <p>火災防護対策の設計においては、2. に定める基本事項のほか、安全機能を有する構築物、系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を講ずること。</p> <p>(参考)</p> <p>安全機能を有する構築物、系統及び機器の特徴を考慮した火災防護対策として、NRC が定める Regulatory Guide 1.189 には、以下のものが示されている。</p> <p>(1) ケーブル処理室</p> <p>① 消防隊員のアクセスのために、少なくとも二箇所の入口を設けること。</p> <p>② ケーブルトレイ間は、少なくとも幅 0.9 m、高さ 1.5 m 分離すること。</p> <p>(2) 電気室</p> <p>電気室を他の目的で使用しないこと。</p>	<p>3. 個別事項</p> <p>大飯発電所第 3, 4 号機の火災防護対策の設計においては、2. に定める基本事項のほか、安全機能を有する構築物、系統及び機器のそれぞれの特徴を考慮した火災防護対策を実施する。</p> <p>(例)</p> <p>火災に対する安全性向上のため、機器等への影響を考慮の上、以下の火災防護対策を計画的に実施する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・配置可能な範囲で火災防護対象機器間にバリアを設置する。</li> <li>・火災の早期感知に有効な火災区画には、煙感知器に加え、炎感知器を設置する。</li> <li>・中央制御室の盤内火災の早期感知に有効な場合は、火災感知器を設置する。</li> </ul>

大飯発電所3, 4号機における火災防護規定(案)への対応状況確認結果

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定(案)	大飯発電所3, 4号機での対応状況
<p>(3) 蓄電池室</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 蓄電池室には、直流開閉装置やインバーターを収容しないこと。</li> <li>② 蓄電池室の換気設備が、2%を十分下回る水素濃度に維持できるようにすること。</li> <li>③ 換気機能の喪失時には制御室に警報を発する設計であること。</li> </ul> <p>(4) ポンプ室</p> <p>煙を遠隔で排気する対策を講じること。</p> <p>(5) 中央制御室等</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 周辺の部屋との間の換気設備には、火災時に閉じる防火ダンパを設置すること。</li> <li>② カーペットを敷かないこと。ただし、防炎性を有するものはこの限りではない。 なお、防炎性については、消防法施行令第4条の3によること。</li> </ul> <p>(6) 使用済燃料貯蔵設備、新燃料貯蔵設備</p> <p>消火中に臨界が生じないように、臨界防止対策を考慮した対策を講じること。</p> <p>(7) 放射性廃棄物処理設備及び放射性廃棄物貯蔵設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 換気設備は、他の火災区域や環境への放射性物質の放出を防ぐために、隔離できる設計であること。</li> <li>② 放水した消火水の溜り水は汚染のおそれがあるため、液体放射性廃棄物処理設備に回収できる設計であること。</li> <li>③ 放射性物質を含んだ使用済イオン交換樹脂、チャコロールフィルタ及び HEPA フィルタなどは、密閉した金属製のタンク又は容器内に貯蔵すること。</li> <li>④ 放射性物質の崩壊熱による火災の発生を考慮した対策を講じること。</li> </ul>	

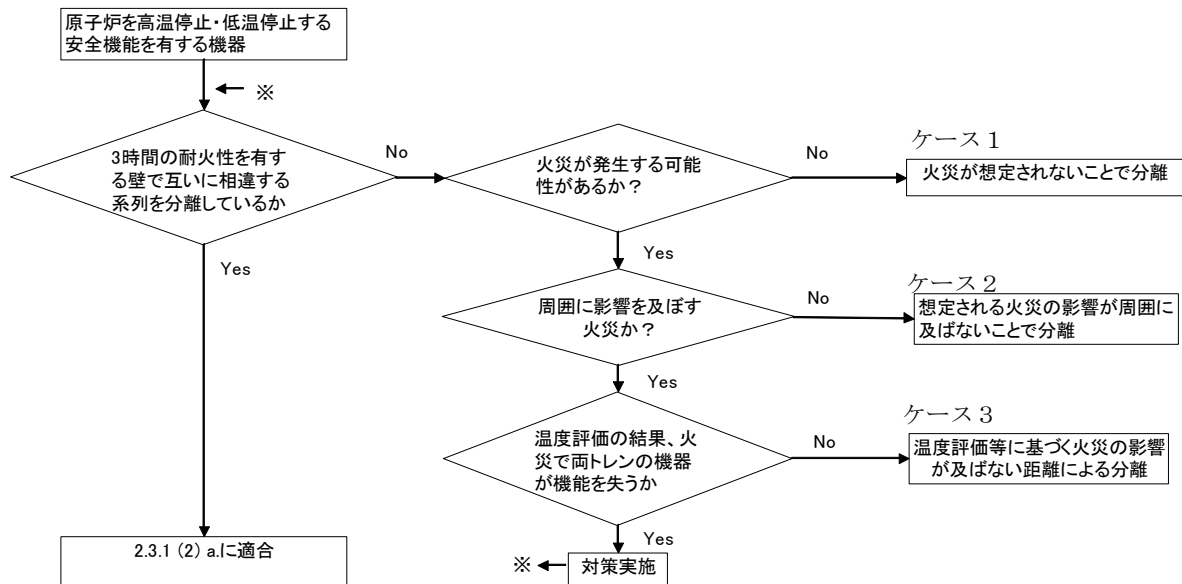


## 大飯発電所 3, 4 号機 火災区画内の延焼防止設計

実用発電用原子炉及びその附属施設の火災防護規定（案）2.3.1(2)が要求する原子炉の高温停止及び低温停止に係る安全機能を有する構築物、系統及び機器は、その相互の系統分離及びこれらに関連する非安全系のケーブルとの系統分離を行うために、火災区画内又は隣接火災区画間の延焼を防止する設計と、大飯発電所第 3, 4 号機で実施する延焼防止設計の同等性は、以下のとおりである。

### 1. 考え方

大飯発電所 3, 4 号機においては、当該規定案 2.3.1(2)a. に記載される 3 時間の耐火性を有する壁により分離することを基本の系統分離方法とするが、それ以外については、火災の発生の可能性、火災の周囲への影響、および火災時の温度評価等に基づき、互いに相違する系列間の延焼を防止する設計を行うこととしている。



火災区画内又は隣接火災区画間の延焼防止設計の考え方

## 2. 延焼防止の方策

### ①ケース 1（火災が想定されない機器）

可燃物や、加熱源・着火源の有無から、火災が想定されない機器は、互いに相違する系列の機器を設置する設計とする。

火災が想定されない機器には、以下の機器が該当する。

- ・機器が保有する可燃物の状況により、火災が発生する可能性がない機器  
(例：水や空気を保有（通水）するタンク、配管、熱交換器等)
- ・可燃物を保有するが、着火源、加熱源の有無等を考慮し火災が想定されない機器

(例：制御用空気圧縮機（可燃物（潤滑油）を使用しているが、外部に着火源、加熱源がなく、また油圧が低下すると機器を停止させる保護装置（潤滑油が漏えいし、油圧が低下すると、潤滑油不足により軸受で火花が発生する前に機器を自動停止させる）を設置している))

### ②ケース 2（想定される火災の影響が周囲に及ばない機器）

想定される火災の影響が周囲に及ばないことを実証試験で確認している以下については、互いに相違する系列の機器を設置する設計とする。

対象機器	実証試験結果	資料番号
電気盤(動力盤、制御盤) [電気火災]	火災を発生させた電気盤の外部に炎は出ず、隣接盤の機能は維持	資料 1
制御盤 [電気火災]	同一制御盤で一定の距離を確保した又は障壁で仕切られた周囲の部品は火災の影響を受けず、機能を維持	資料 2
軸受け部での油火災が想定されるポンプ類[油火災] (※)	炎はポンプ外に出ず、周囲に火災の影響が及ばない	資料 3
制御、計装ケーブル [電気火災]	同一トレイ内の他のケーブルは火災の影響を受けず、機能を維持	資料 4

(※) 対象機器：海水ポンプ

大飯発電所第 3, 4 号機では、制御盤内の電気火災、補機軸受け部での油火災の実証試験で確認した距離又は障壁等で、互いに相違する系列間の延焼を防止する。

### ③ケース 3（温度評価等に基づく距離による分離）

潤滑油を内包する機器で機器外部での油火災が想定される場合は、火災が発生した場合の周囲の温度を実証試験データに基づく近似式で評価し、火災の影響が及ば

ないことが確認できる距離を確保することで、延焼を防止する。

また、ケーブルは、米国電気電子工学学会(IEEE)規格 384(1992年版)の離隔距離により分離することで、延焼を防止する。なお、念のため、同規格の国内プラントへの適用を実証試験でも確認している。

対象機器	実証試験結果	資料番号
機器外部での油火災が想定されるポンプ類 (※)	油火災発生時の周囲の温度は、実証試験データに基づく近似式により推定可能	資料 5
ケーブル	IEEE384 の分離基準により、別区分のケーブルの機能は維持	資料 6

(※) 対象機器：原子炉補機冷却水ポンプ、ほう酸ポンプ

以上

資料 1 電気盤の電気火災の実証試験

電気盤の使用条件では、過電流による火災が発生しなかったため、盤内で油を燃やして強制的に電気盤内の構成部品を燃焼させたところ、火災を発生させた電気盤の外部に炎は出ず、隣接盤の機能は維持されることを確認した。

この結果から、互いに相違する系列の電気盤をそれぞれ設置することで、延焼を防止する設計となる。

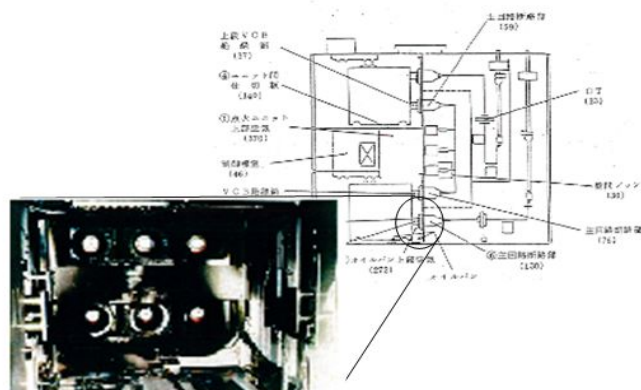
制御盤内油点火試験

	ベンチ盤	直立盤
炎の状況	外部へ炎は出ず	外部へ炎は出ず
隣接盤への影響 (絶縁抵抗: 試験前後)	短絡無し (前100MΩ ⇒ 後100MΩ)	短絡無し (前20MΩ ⇒ 後20MΩ)



動力盤内油点火試験

	M/C	P/C	C/C
炎の状況	外部へ炎は出ず	同左	同左
隣接盤への影響 (絶縁抵抗: 試験前後)	短絡無し (前2000MΩ ⇒ 後800MΩ)	短絡無し (前100MΩ ⇒ 後25MΩ)	短絡無し (前4MΩ ⇒ 後0.8MΩ)





資料 2 制御盤内の構成部品の電気火災の実証試験

制御盤で使用している操作スイッチ、配線、配線ダクト、リレー等の構成部品の1つをバーナーで燃焼させた結果、一定の距離を確保した又は障壁で仕切られた周囲の部品は火災の影響を受けず、機能を維持することを確認した。

この結果から、同一制御盤内であっても、互いに相違する系列の構成部品を、一定の距離を確保して配置、又は障壁を設置することで、延焼を防止する設計となる。

### 分離型操作スイッチの性能

鋼板製筐体+コネクタ構造

着火源(過電流)

47mm

隣接スイッチに影響ないことが確認できた。

25mm

↑着火源(バーナー)

冗長系統の分離のため鋼板で覆ったスイッチについて、内部発火および外部着火時に隣接スイッチに影響ない(絶縁抵抗5MΩ以上、耐電圧AC1500V1分、通電確認)ことが確認できた。尚、火源を分離を考慮していない従来タイプのスイッチとしても隣接の分離型スイッチに影響はなかった。

### リレーの分離

赤:過電流電線

コイル 接点

・接点部過電流

・コイル部過電流  
①過電流印加  
②コイル拘束

接点部過電流印加時はコイル側が、コイル部過電流時には接点側の健全性が確認できた(いずれも絶縁抵抗5MΩ以上耐電圧AC1500V1分)。

### 盤内電線の分離

●:加熱電線  
●:特殊シールド付き

5mm

5mm

・二本接触

・三本平行

・10本束

・同一束線(特殊シールド)

テフロン電線を使用し5mm以上の間隔を確保することで隣接線に影響ない(絶縁抵抗0.4MΩ以上、耐電圧AC1500V1分、通電確認)ことが確認できた。特殊シールド付きの場合、接触(同一束線)としても影響ないことが確認できた。

### 電気部品の難燃性

▲:着火源

・スイッチ

・指示計

・ビニルダクト

実証した17種類の電気部品について、いずれも残炎時間30秒以内であり、難燃性(自己消火性)が確認できた。

### 盤内配線ダクトの分離

●:加熱電線  
▲:バーナー

金属バリア

25mm

25mm

・2トレイ金属ダクト

・金属または難燃ビニルダクト

難燃性ビニルダクトで25mm以上の間隔を確保することで隣接線に影響ない(絶縁抵抗5MΩ以上、耐電圧AC1500V1分、通電確認)ことが確認できた。また、2トレイ金属ダクトの内部バリアの有効性も確認できた(判定基準は同上)。

※:内部に金属バリアの仕切りを設けることにより2区分の配線が可能なダクト

### 原子炉トリップしゃ断器の分離

▲:着火源

・盤内をバリアで区切っている原子炉トリップしゃ断器盤の火災影響を確認

全10ヶ所の着火でいずれも他トレンへの影響がない(絶縁抵抗5MΩ以上、耐電圧AC1500V1分、トリップしゃ断器動作)ことを確認できた。

### 原子炉保護ロジック盤の分離

電源短絡及び過電流印加

出力短絡及び過電流印加

・プリントカード

・電源装置

コイル部過電流  
接点部過電流  
印加

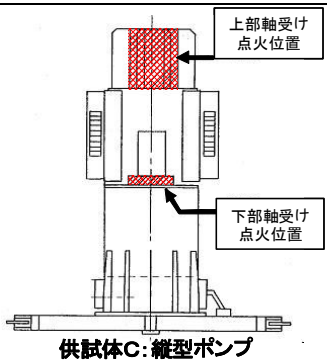
・ミニパワーリレー

いずれも隣接のプリントカード、電源装置、リレーに影響がない(正常動作確認、電源装置のみ電圧値確認)ことを確認できた。

資料 3 補機軸受けでの油火災の実証試験

軸受けに潤滑油を内包する補機で、軸受けで強制的に潤滑油を燃焼したところ、炎は外部に出ず、周囲に火災の影響が及ばないことを確認した。

この結果から、軸受けで油火災が想定される補機は、互いに相違する系列ごとに設置することで、延焼を防止する設計となる

試験条件等	
供試体	<p>供試体 A: 横型ポンプ (50kW)            供試体 B: 横型ポンプ (350kW)            供試体 C: 縦型ポンプ (300kW)            をそれぞれ模擬した潤滑油を内包する供試体</p> 
潤滑油の初期温度	約 60℃ (通常の運転状態を模擬)
点火方法	<p>火薬玉            ただし、火薬玉で潤滑油が発火しない場合は、火薬玉+ガソリン、火薬玉+ガソリンウエスで発火させる。</p>
試験結果	<ul style="list-style-type: none"> <li>・グリスあるいは潤滑油が軸受け内部に保有されている状態では、容易に発火しなかった。</li> <li>・グリスあるいは潤滑油が軸受け内部に保有されている状態で、ガソリンを用いて強制的に発火させても、燃焼は継続しなかった。燃焼を継続させた場合でも、炎は軸受内部に留まり、外部に出なかった。</li> </ul>

資料 4 制御・計装ケーブルの電気火災の実証試験

ケーブルトレイ内の制御・計装ケーブル 1 本に発火するレベルの過電流を通电して火災を発生させたところ、同一トレイ内の他のケーブルは火災の影響を受けず、機能が維持されることを確認した。

この結果から、互いに相違する系列の制御・計装ケーブルをそれぞれ設置することが、延焼を防止する設計となる。

試験条件	供試ケーブル	火源ケーブル: 難燃EPゴム絶縁難燃特殊耐熱ビニルシースケーブル(難燃性) 併設ケーブル: 同上						同左
	※							ビニル絶縁難燃ビニルシースケーブル(難燃性)
試験条件	過電流値(A) (許容電流値の○倍)	222 (約6倍)	222 (約6倍)	222 (約6倍)	222 (約6倍)	222 (約6倍)	222 (約6倍)	222 (約6倍)
試験条件	配置							
	●: 火源ケーブル ○: 併設ケーブル	整列布設			波状布設			同左
試験結果	併設ケーブルへの影響	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)	性能維持 (絶縁抵抗: 1000Mn以上)

(※) 過電流から保護する装置が動作し、実際は許容電流値の約 6 倍もの電流は流れない。

### 資料 5 油燃焼時の温度評価式

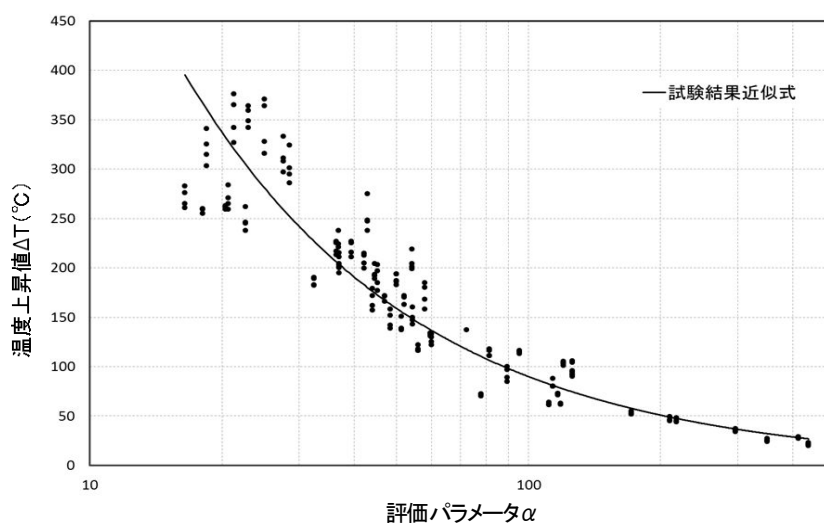
油火災発生時の周囲の温度は、実証試験データ（資料 5-1 参照）から作成した以下の近似式により推定できる。

$$\Delta T = a \times \alpha^{-b}$$

a 及び b : 実証試験データから求めた定数

$\alpha$  : 空気量と潤滑油の比を表すパラメータ

この結果を利用して求められる火災の影響が及ぶ範囲以上の距離を確保することで、互いに相違する系列間の補機火災の延焼を防止する設計が可能となる。



資料 5-1 油燃焼試験 (1/4) — 単一区画試験 —

- ・ 潤滑油の火災を想定して油を燃焼させ、室内温度を測定する実証試験を実施
- ・ さらに、区画内には、ケーブルを敷設したケーブルトレイ、補機（模擬）を設置し、火災の影響を確認
- ・ 試験条件

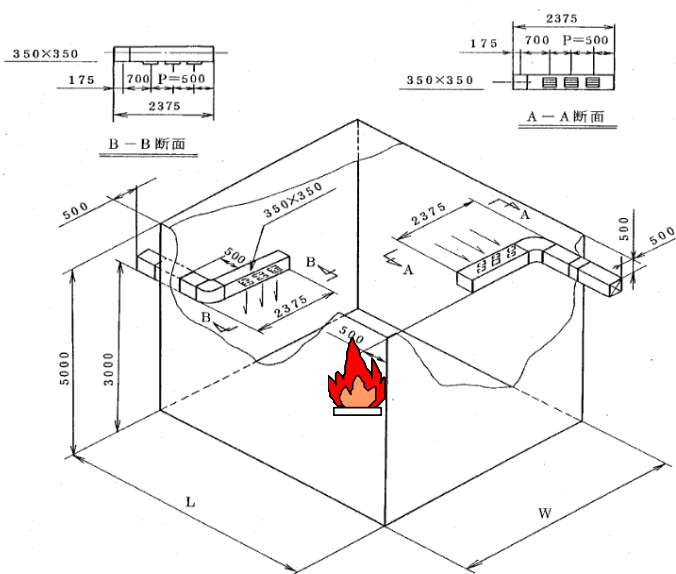
燃焼油：タービン油 #90

火皿面積：0.1 m<sup>2</sup>、0.3 m<sup>2</sup>、0.5 m<sup>2</sup>、1 m<sup>2</sup>、2 m<sup>2</sup>

建屋サイズ：6m（幅）×5m（高さ） 長さは可変 3.5m, 7.0m, 10.5m, 14.0m

換気回数：0回/h、2回/h、5回/h、10回/h

火源位置：換気上流（給気）側の壁より 1.5m の位置



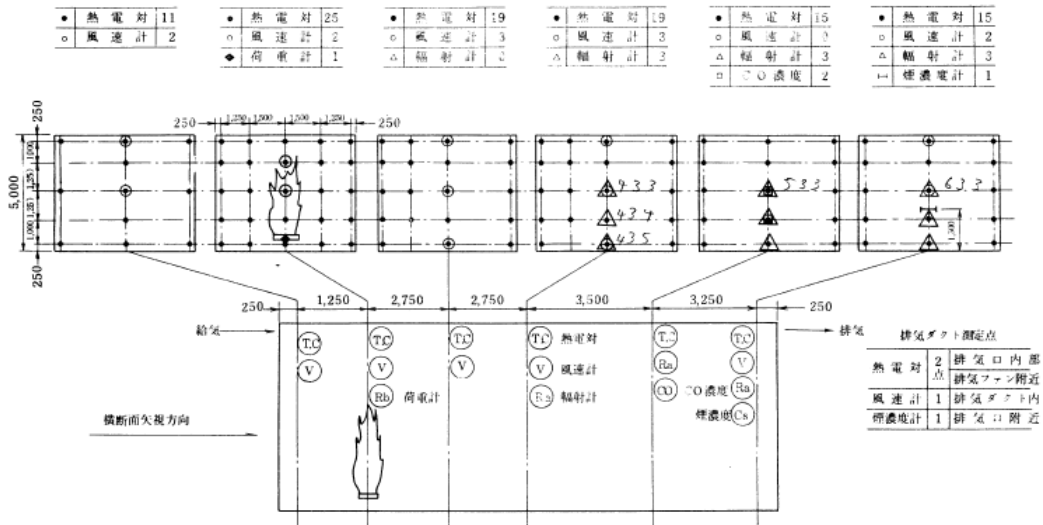
(注)

1.ダクトサイズ	350×350
2.吸込口サイズ (VS)	300×200/3ヶ
3.吐出口サイズ (VHS)	300×300/3ヶ

試験建屋 Pattern 号	W[m]	L[m]
1	8	20
2	6	14
3	6	10.5
4	6	7
5	6	3.5

試験体系の例

資料 5-1 油燃焼試験 (2/4) — 単一区画試験 —



データ測定点位置図 (例)

試験ケース一覧 (51 ケース)

Pattern	区画形状および火皿位置	炉の種類	開口	換気回数	火皿の大きさ					
					0.1m <sup>2</sup>	0.3m <sup>2</sup>	0.5m <sup>2</sup>	1.0m <sup>2</sup>	2.0m <sup>2</sup>	
1		タービン炉	無	*90	0回/h	—	—	—	—	○
					2	—	—	○	○	○
					10	—	—	○	○	○
					0回/h	—	—	—	—	○
					2	—	—	—	—	○
					10	—	—	—	—	○
2		同上	無	無	0回/h	○	○	○	—	—
					2	—	—	×	○	—
					5	○	○	○	○	—
					10	—	—	○	○	—
					0回/h	○	○	○	—	—
					2	—	—	×	○	—
3		同上	無	無	0回/h	○	○	○	—	—
					2	—	—	×	○	—
					5	○	○	○	○	—
					10	—	—	○	○	—
					0回/h	○	○	○	—	—
					2	○	○	○	—	—
4		同上	無	無	0回/h	○	○	○	—	—
					2	○	—	×	○	—
					5	○	○	○	—	—
					10	—	—	○	○	—
					0回/h	○	○	—	—	—
					2	○	—	—	—	—
5		同上	無	無	0回/h	○	○	—	—	—
					2	○	—	—	—	—
					5	○	○	○	—	—
					10	○	—	—	—	—
					0回/h	○	○	—	—	—
					2	○	—	—	—	—

温度測定データ数  
約 100 点/ケース ×  
51 ケース ⇒ 約 5100 点

資料 5-1 油燃焼試験 (3/4) — 複数区画試験 —

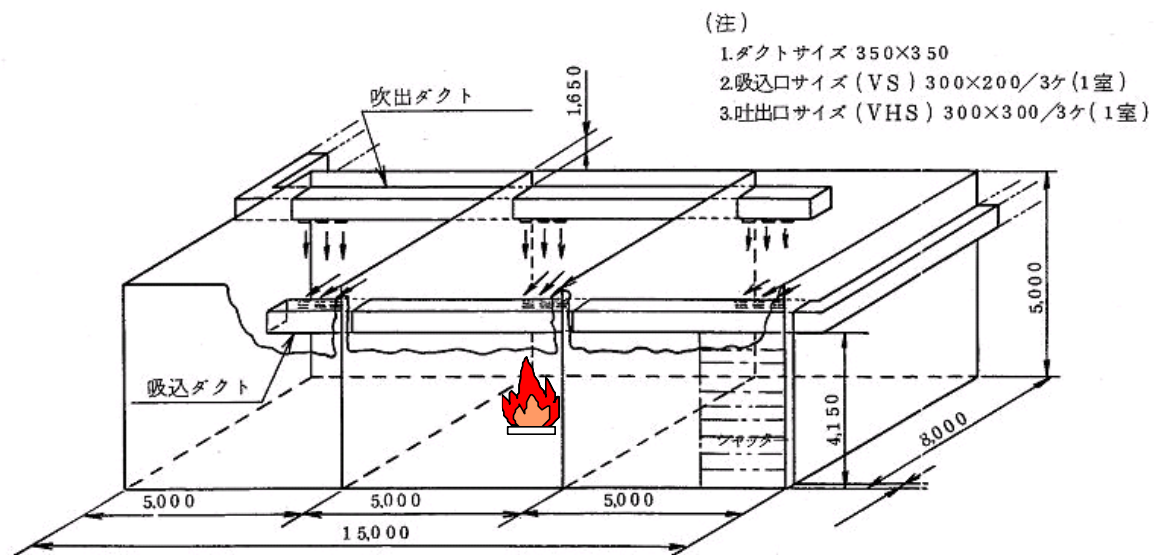
- ・ 潤滑油の火災を想定して油を燃焼させ、開口部でつながった隣接する区画も含めて、室内温度を測定する実証試験を実施
- ・ さらに、区画内には、ケーブルを敷設したケーブルトレイ、補機（模擬）を設置し、火災の影響を確認
- ・ 試験条件

燃焼油：タービン油 #90

火皿面積：0.5 m<sup>2</sup>、1 m<sup>2</sup>、2 m<sup>2</sup>

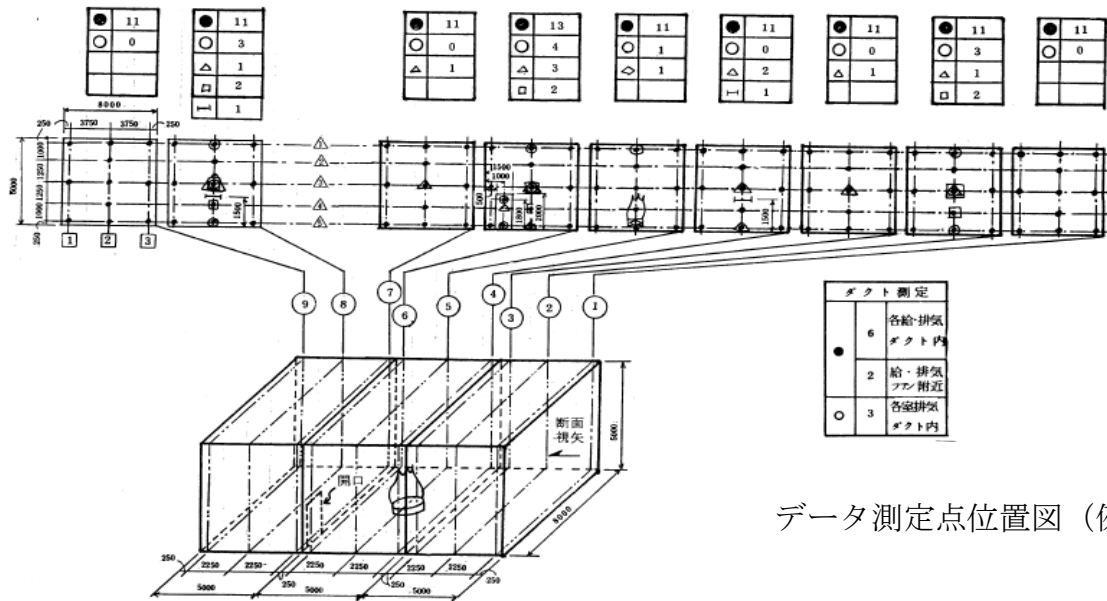
換気回数：0回/h、2回/h、10回/h

火源位置：試験区画中央



試験体系の例

資料 5-1 油燃焼試験 (4/4) ー複数区画試験ー



データ測定点位置図 (例)

試験ケース一覧 (31ケース)

試験 種類 Pattern	試験室形状及び火源位置 (○印)	前の種類	開口	換気 回数	火田の大きさ			
					0.1 m <sup>2</sup>	0.5 m <sup>2</sup>	1.0 m <sup>2</sup>	2.0 m <sup>2</sup>
6	 (注) ☆: 被火災供試体	タービン油 ★☆☆	無	回/時	-	○	○	-
				2	-	○	○	-
				10	-	○	○	○
				0	-	-	○	-
				2	-	-	○	-
				10	-	-	-	○
				0	-	-	-	-
				2	-	-	○	-
				10	-	-	-	○
				7		同上	無	2
2	-	○	-					-
10	-	○	○					-
8		同上	無	2	-	○	○	-
				10	-	○	○	-
				2	-	-	○	-
9		同上	無	2	-	○	-	-
				2	-	○	-	-
				10	-	○	-	-

温度測定データ数  
約100点/ケース×

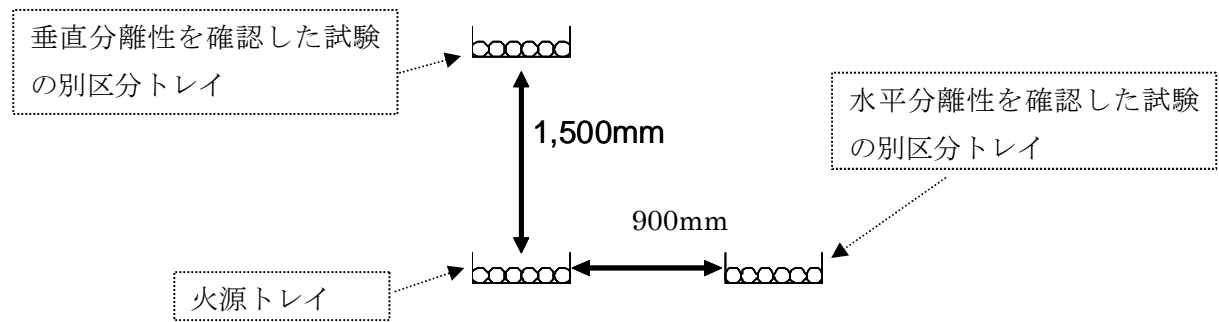
31ケース⇒約3100点



資料 6 ケーブルの電気火災の実証試験

IEEE384 のトレイ 蓋がない電源ケーブルの分離基準の体系で、電源ケーブルを燃焼させ、IEEE384 の国内プラントへの適用性を念のために確認したところ、IEEE384 の分離基準により、別区分のケーブルの機能は維持されることを確認した。

この結果から、互いに相違する系列のケーブルトレイは、IEEE384 の分離基準を確保することが延焼を防止する設計となる。



IEEE384 の分離基準 (トレイ 蓋がない電源ケーブル)

垂直分離性確認試験(標準空間距離)結果

ケーブル品名	バーナ 燃焼時間	残炎時間		損傷距離(cm)				別区分トレイ ケーブル 絶縁抵抗	備考
		火源 トレイ	別区分 トレイ	火源 トレイ	別区分トレイ				
					上面シース	下面シース	下面縁線体		
FR-CV	3分	15'	着火せず	75	0	0	0	2000MΩ以上	
M-SHVV	20分	0	着火せず	103	0	0	0	2000MΩ以上	
CV	3分	27'	着火せず	全長 (200)	0	65	0	2000MΩ以上	
VV	20分	18' 15"	着火せず	136	0	101	57	2000MΩ以上	
CV*	3分	27'	着火せず	全長 (200)	0	0	0	2000MΩ以上	
VV*	20分	17' 50"	着火せず	160	0	75	0	2000MΩ以上	

水平分離性確認試験結果

ケーブル品名	バーナ 燃焼時間	残炎時間			シース損傷距離(cm)					別区分トレイ ケーブル 絶縁抵抗	備考
		火源 トレイ	上段 トレイ	別区分 トレイ	火源 トレイ	上段トレイ		別区分トレイ			
						上面	下面	上面	下面		
FR-CV	3分	29'	42'以上	着火せず	全長 (200)	130	全長 (200)	0	0	2000MΩ以上	
M-SHVV	3分	21' 04"	17' 30"	着火せず	全長 (200)	190	全長 (200)	0	0	2000MΩ以上	
CV	3分	29'	32'	着火せず	全長 (200)	全長 (200)	全長 (200)	0	0	2000MΩ以上	
VV	3分	31' 00"	37' 40"	着火せず	全長 (200)	全長 (200)	全長 (200)	0	0	2000MΩ以上	
CV*	3分	22'	17'	着火せず	全長 (200)	0	全長 (200)	0	0	2000MΩ以上	
VV*	3分	30' 34"	22' 43"	着火せず	全長 (200)	0	全長 (200)	0	0	2000MΩ以上	

## 大飯発電所 3, 4 号機 アニュラス空気浄化系統ダクトに対する評価結果

### 1. 系統概要

大飯 3, 4 号機のアニュラス空気浄化系統は、ファン、ダンパ等の動的機器および静的機器のうちフィルタユニットは 2 系列あって多重化されているが、静的機器であるダクトの一部については、図 1 のとおり単一設計としている。

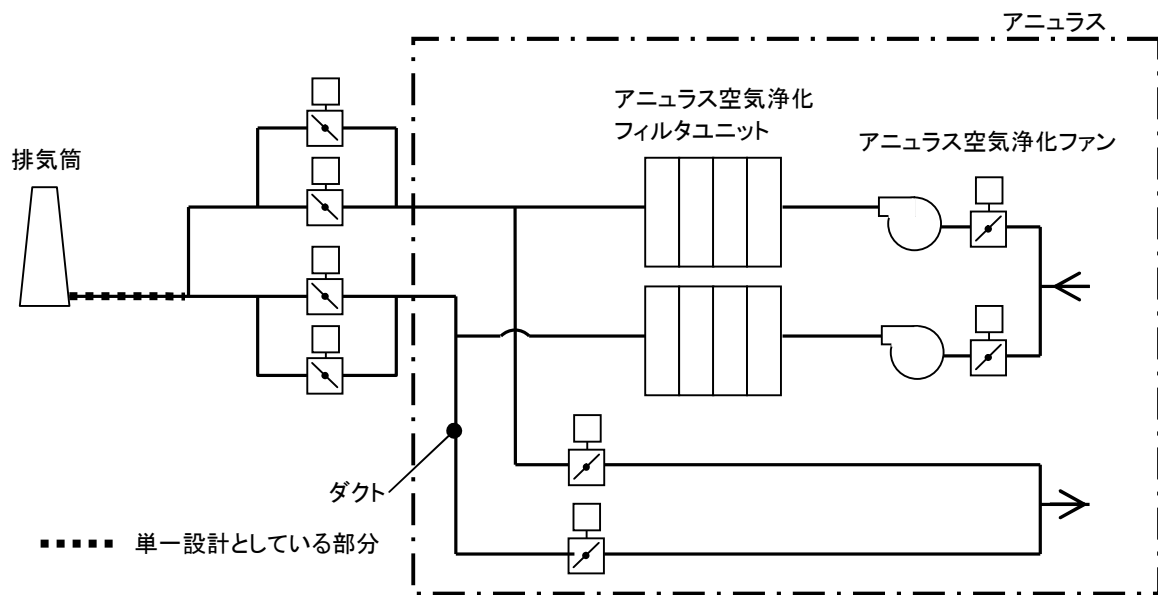


図 1 アニュラス空気浄化系統概略図

### 2. 評価

本系統では静的機器であるダクトの一部が単一設計となっているが、表 1 のとおり故障率は、 $1.0E-09/hr$  (配管 ( $\geq 3inch$ ) の漏えいの場合) と低く、多重化された動的機器の故障率  $2.2E-08/hr$  (ファンの運転継続失敗の場合) より 1 桁程度低く、単一故障の発生の可能性は極めて小さい。

なお、本系統の内部流体は空気であり、圧力は  $5kPa$  以下と低く使用条件は厳しくないため、仮にダクトに破損、それに伴う漏えいが生じても、一部の空気が漏えいする程度であり、即時にシステムの機能喪失に至ることは考え難い。

また、巡視点検等による点検を行い、信頼性の維持を図っている。

表 1 国内データによる動的機器と静的機器の信頼性の比較

機器		故障モード	単独での故障率	多重化後の故障率
動的機器	ポンプ	運転継続失敗	1.1E-06/hr	4.0E-08/hr
	ファン	運転継続失敗	6.0E-07/hr	2.2E-08/hr
静的機器	配管 (<3inch)	リーク	6.6E-10/hr	—
		閉塞	6.6E-10/hr	—
	配管 (≥3inch)	リーク	1.0E-09/hr	—
		閉塞	3.2E-10/hr	—
	逆止弁	閉失敗	3.4E-08/hr	—
	フィルタ	閉塞	9.9E-09/hr	—

(出典：「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」(2009年5月有限責任中間法人 日本原子力技術協会) 他)

### 3. まとめ

アニュラス空気浄化システムを構成する静的機器のうちダクトの一部は単一設計としているが、多重化された動的機器の故障率と比較して単一故障の発生の可能性は極めて小さいことが合理的に説明できることから、多重性の要求を適用する必要はないと考える。

## 大飯発電所 3, 4 号機 格納容器スプレイリングに対する評価結果

### 1. 系統概要

大飯 3, 4 号機の格納容器スプレイ系統は、スプレイリングを除いては動的機器も静的機器も 2 系列あり多重化されているが、図 1 のとおり格納容器内に冷却水をスプレイする配管等のうちスプレイリングについては単一設計としている。

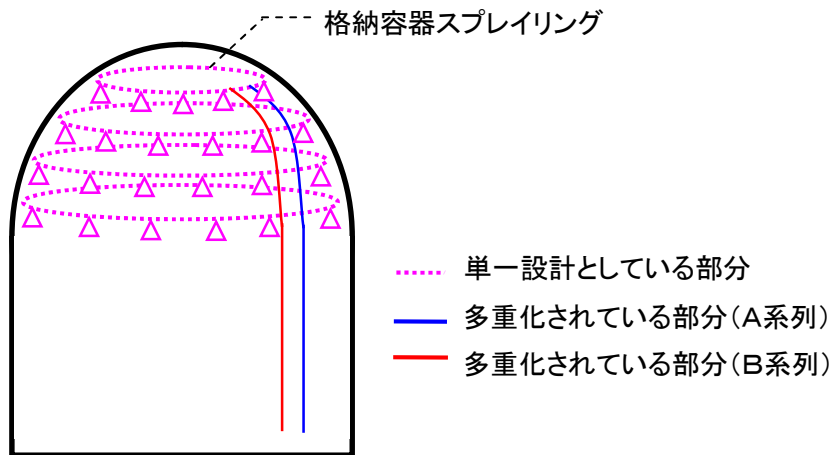


図 1 格納容器スプレイリング概略図

### 2. 評価

格納容器スプレイリングは単一設計としているが、表 1 のとおり故障率は、 $1.0E-09/\text{hr}$  (配管( $\geq 3\text{inch}$ )の漏えいの場合) と低く、多重化された動的機器の故障率  $4.0E-08/\text{hr}$  (ポンプの運転継続失敗の場合) より 1 桁程度低く、単一故障の発生の可能性は極めて小さい。

なお、格納容器スプレイリングの内部流体は通常、空気であり、圧力・温度は格納容器内と同じであるが、事故時に通水する際の使用条件は温度  $150^{\circ}\text{C}$ 、圧力  $1.7\text{MPa}$  以下である。原子炉格納容器内に設置され、非閉鎖系の開放端となっており、自重・地震力以外の有意な荷重は発生しない。

また、定期的にスプレイノズルが閉塞していないことの確認を行うことにより信頼性の維持を図っている。

表1 国内データによる動的機器と静的機器の信頼性の比較

機器		故障モード	単独での故障率	多重化後の故障率
動的機器	ポンプ	運転継続失敗	1.1E-06/hr	4.0E-08/hr
	ファン	運転継続失敗	6.0E-07/hr	2.2E-08/hr
静的機器	配管 ( $<3$ inch)	リーク	6.6E-10/hr	—
		閉塞	6.6E-10/hr	—
	配管 ( $\geq 3$ inch)	リーク	1.0E-09/hr	—
		閉塞	3.2E-10/hr	—
	逆止弁	閉失敗	3.4E-08/hr	—
	フィルタ	閉塞	9.9E-09/hr	—

(出典：「故障件数の不確実さを考慮した国内一般機器故障率の推定」(2009年5月有限責任中間法人 日本原子力技術協会) 他)

### 3. まとめ

格納容器スプレイ系統のうち格納容器スプレイリングは単一設計としているが、多重化された動的機器の故障率と比較して単一故障の発生の可能性は極めて小さいことが合理的に説明できることから、多重性の要求を適用する必要はないと考える。

大飯発電所3, 4号機 通信連絡設備等の概要

通信種別		設計基準時の通信	利用する回線設備	
通信連絡設備	所内	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転指令設備 (非常用発電機 + 無停電電源)</li> <li>・ 社内電話 (無停電電源)</li> </ul>	—	
	所外	社内	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力保安通信回線 (無停電電源) <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 光ケーブル (2方向) (配電線添架 + 複合架空地線)</li> </ul> </li> <li>・ 社内電話 (無停電電源)</li> <li>・ 衛星電話 (ホットライン等) (無停電電源)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力保安通信回線 (無停電電源) <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 光ケーブル (2方向) (配電線添架 + 複合架空地線)</li> </ul> </li> <li>・ 多重無線 (2方向) (嶺南 + 堀越)</li> <li>・ 衛星専用回線 (1方向)</li> </ul>
		社外	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ IP電話 (非常用発電機 + 無停電電源)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>統合原子力防災ネットワーク (無停電電源) <ul style="list-style-type: none"> <li>・ KDDI専用線 (1方向)</li> <li>・ 衛星専用回線 (1方向)</li> </ul> </li> </ul>
データ伝送設備		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SPDS (非常用発電機 + 無停電電源)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>電力保安通信回線 (無停電電源) <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 光ケーブル (2方向) (配電線添架 + 複合架空地線)</li> </ul> </li> <li>・ 多重無線 (2方向) (嶺南 + 高浜)</li> </ul>	

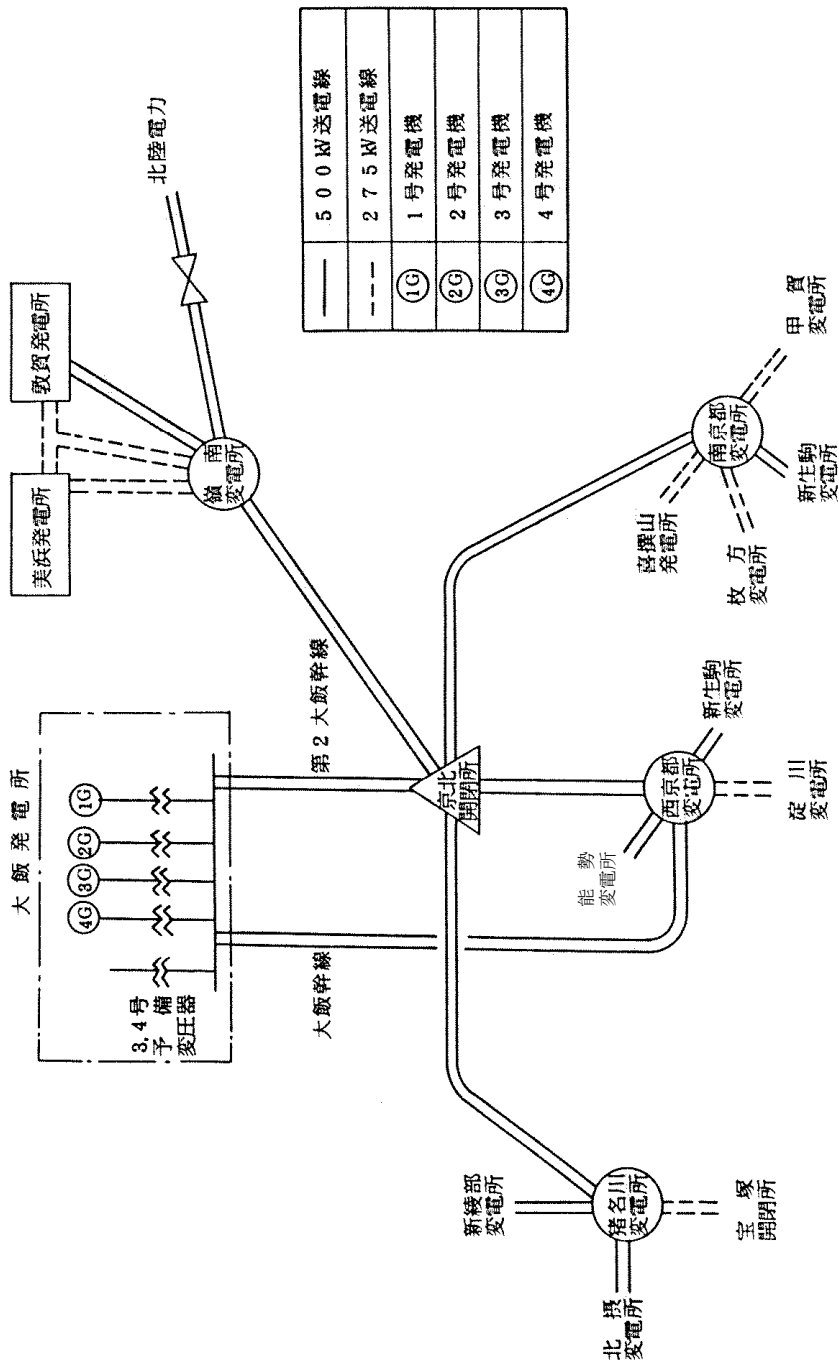
大飯発電所 3, 4 号機 制御室居住性に係る被ばく評価結果

事故時における中央制御室等の運転員の被ばく線量について、「原子力発電所中央制御室の居住性に係る被ばく評価手法について（内規）（平成 21・07・27 原院第 1 号 平成 21 年 8 月 12 日）」に基づき、評価した結果は下表のとおりであり、実効線量 100mSv を下回っている。

発電所名称	号機	事故時における中央制御室等の 運転員の実効線量（mSv）	
		原子炉冷却材喪失	蒸気発生器伝熱管破損
大飯発電所	3 号機	約 18	約 9.2
	4 号機	約 8.6	約 6.3

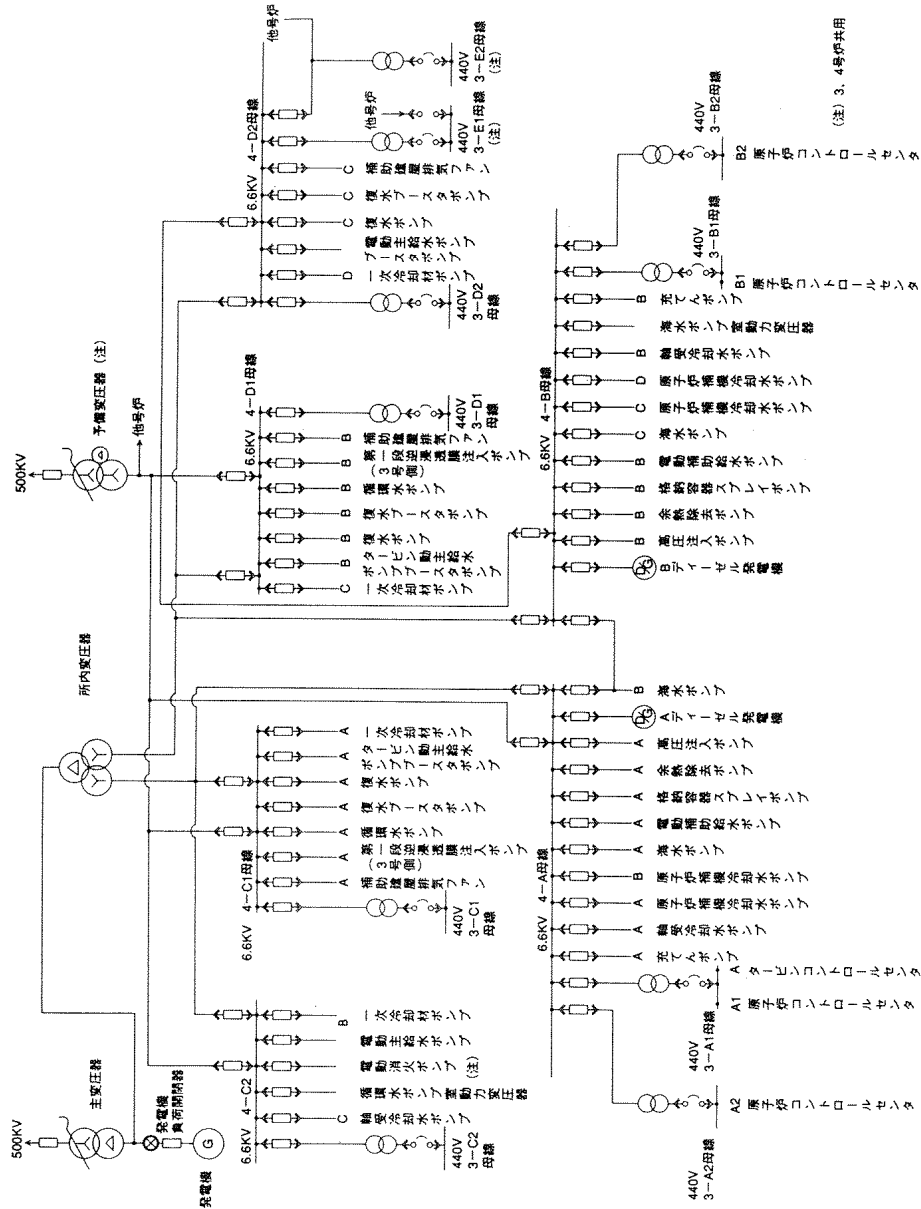
### 系統概要（電気系統）

#### 1. 外部電源系統概要図





## 2. 所内電源系統概要図



大飯発電所 3, 4 号機 非常用ディーゼル発電機の  
連続運転に係る評価結果

外部電源喪失時、ディーゼル発電機は原子炉を「冷温停止に移行」させ「冷却を維持」するために必要な機器に給電する。ディーゼル発電機の燃料貯蔵量に対する運転可能時間は、ディーゼル発電機燃料容量と、原子炉を「冷温停止に移行」「冷却を維持」するために必要な各々の機器電気容量(負荷)に応じた燃料消費量により算出される。

大飯発電所 3(4)号機は、2 台のディーゼル発電機とそれぞれに 165k1 の燃料貯蔵タンク（耐震 S クラス）を有しており、外部電源喪失時における原子炉の停止から冷温停止への移行・冷温停止状態の維持のための基本的な運転操作から必要機器を特定し、それらの機器の電気容量に基づく運転継続時間の算出により、現有の燃料貯蔵タンクの貯蔵容量で 7 日以上 of 継続運転が可能であることを確認している。

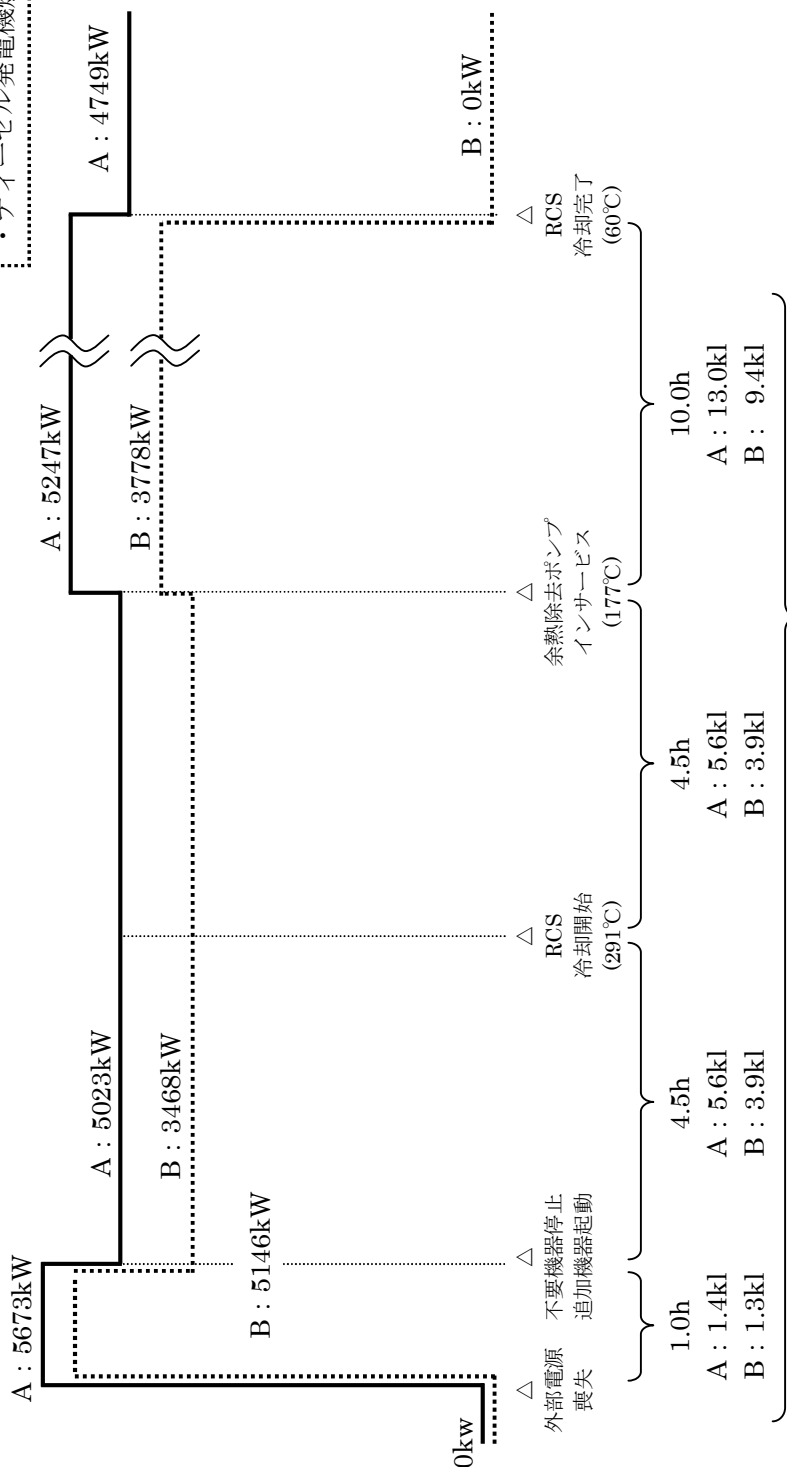
外部電源喪失時の運転操作に対するディーゼル発電機の出力と燃料消費の関係

(大飯 3.4 号機事故時操作所則「安全\_非安全防護母線外部電源喪失」より抜粋)

- ディーゼル発電機定格出力：7100kW
- 燃料消費率(定格出力時)：1.764kl/h

<参考>

- ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク容量：165kl/台
- ディーゼル発電機燃料貯蔵タンク管理容量：155kl/台



• クールダウン以降の燃料使用量  
 A: 28.3kl/day  
 B: 0kl/day  
 • トータル燃料使用量  
 28.3kl/day

RCS クールダウン後の運転可能時間  
 265.9kl / 28.3kl/day = 9.4 日間  
 事象発生後、約 10.2 日間運転可能であり、7 日間以上を満足している

RCS クールダウン完了時点の燃料タンクの保有量  
 A タンク = 129.4kl  
 B タンク = 136.5kl  
 トータル = 265.9kl

外部電源喪失発生時点の燃料タンクの保有量  
 A タンク = 155kl  
 B タンク = 155kl  
 トータル = 310kl

外部電源喪失から RCS クールダウン完了までの燃料使用量(20 時間)  
 A : 25.6kl  
 B : 18.5kl

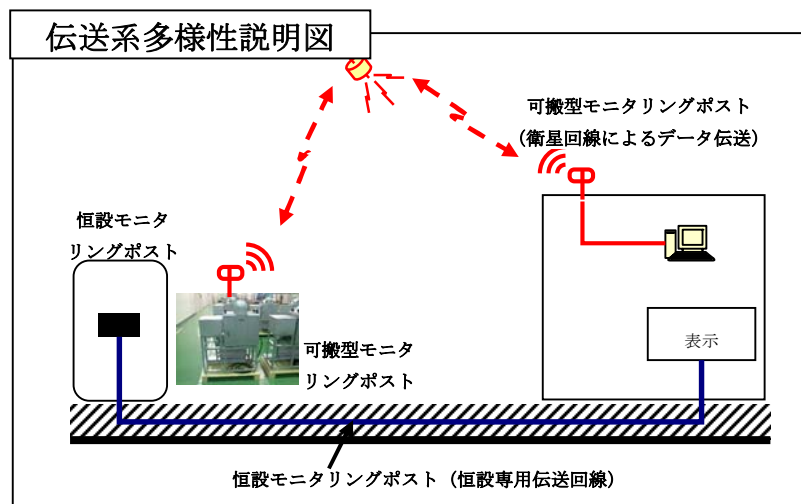
## モニタリングポスト伝送系の多様性に係る説明

- (1) モニタリングポスト測定値の伝送の多様性については、恒設モニタリングポストの他に、恒設モニタリングポストと同等の測定性能を持ち、衛星回線を利用したデータ伝送機能および電源強化（バッテリーを備え、ガソリン発電機からの供給も可能）により連続測定、伝送可能な可搬型モニタリングポストを設置している。

衛星回線データ伝送機能および独立電源（バッテリー：約 5 日間）付可搬型モニタリングポストは 6 台/各発電所、10 台/環境モニタリングセンターの計 28 台を設置している。

- (2) 恒設モニタリングポストの電源は、非常用電源から給電されており、更に、各局舎毎に無停電電源装置（UPS）（約 24 時間）およびガソリン発電機を備えている。

なお、非常用電源は大容量電源装置および電源車による供給を可能としている。



## 無停電電源装置 (UPS)



無停電電源装置 (UPS) 本体 (制御部+3kVA 内臓)

3kVA×4 基

以上

設備仕様（予備品および予備品への取替のために必要な機材）

○ 予備品

名称	仕様	数量	保管場所
海水ポンプモータ	全閉、外扇、屋外形、 980kw 10極 6,600V	2台	特高開閉所横駐車場 (E. L. +32m)
電源ケーブル	高圧ケーブル 30m 60mm <sup>2</sup> ×3c	4本	3B 安全補機開閉器室

○ ガレキ撤去用重機

名称	仕様	数量	保管場所
ユニモグ	車体の形状：キャブオーバ 最大積載量：2,400kg	1台	正門守衛所前駐車場
ホイールローダー	パケット容量：2.0m <sup>3</sup> 以上	1台	背面道路E. L. +33.3m
ドーザーショベル	車輪：キャタピラー パケット：2.0m <sup>3</sup> 以上	1台	背面道路E. L. +33m
油圧ショベル	パケット容量：0.5m <sup>3</sup> 以上	1台	背面道路E. L. +33.3m

設備仕様（予備品および予備品への取替のために必要な機材）

○ 作業用照明

名称	仕様	数量	保管場所
懐中電灯	ヘッドライト	32個	1,2号2次系リレーラック室 3,4号1次系継電器室
作業用ライト	盤取付用LEDライト	16個	1,2号2次系リレーラック室 3,4号1次系継電器室
懐中電灯	ハンドライト、ヘッドライト	15個	A中央制御室
懐中電灯	ハンドライト、ヘッドライト	15個	B中央制御室
懐中電灯	ハンドライト、ヘッドライト	520個	第一事務所
懐中電灯	ハンドライト、ヘッドライト	30個	第二事務所
ランタン	LEDライト	7個	A中央制御室
ランタン	LEDライト	10個	B中央制御室
作業用ライト	フック・マグネット付LEDライト	4個	B中央制御室
作業用ライト	ショルダー式LEDサーチライト	8個	B中央制御室
懐中電灯	ヘッドライト	12個	第二事務所
作業用ライト	盤取付用LEDライト	12個	第二事務所
バッテリー式投光器	Vライト	14台	第一事務所
バッテリー式投光器	ハイフラックスLEDライト	18台	第一事務所

## 大飯発電所3,4号機 事故対応期間に関する評価書

新規制基準（重大事故対策）骨子の2. 重大事故対策における要求事項(1) 共通事項③その他の要求事項にて求められている「サイト内で予め用意された手段（重大事故対処設備、予備品、燃料等）により、事象発生後7日間は事故収束対応を維持できること」に対し、要求事項を満足していることを、以下のとおり評価した。

具体的には、既にストレステストにおいて評価した地震・津波の重畳時に発生する全交流電源の喪失（SBO）と最終ヒートシンク喪失（LUHS）の重畳への対応（消防ポンプを使用）に加え、これ以外に重大事故対策として予め用意している重大事故対処設備を想定される負荷で稼働させた場合に事象発生後7日間事故収束対応が維持できるかを評価した。

評価条件は以下のとおり。

- ①事象発生時の大飯発電所の運転状態は1,2号機停止中、3,4号機運転中（評価時点 平成25年6月末の状態）とする。
- ②地震・津波・重大事故の重畳を想定し、使用可能な設備については、設計基準地震動および設計基準津波高さを考慮して選定する。
- ③重大事故対処設備の稼働に必要な水源、電源、燃料は以下のとおり。  
水源：②の条件により利用可能な水源は限られるが、最終的には全ての水源が海水へ切り替えるものとする。  
電源：SBOを想定し、空冷式非常用発電装置を使用する。ただし、重大事故対処設備のうち、可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプについては、共通の専用電源としてエンジン式発電機を使用する。  
（ただし、可搬式代替低圧注水ポンプと恒設代替低圧注水ポンプが同時に稼働することはない。）  
燃料：燃料を必要とする重大事故対処設備は、消防ポンプ、大容量ポンプ、上記の電源設備（空冷式非常用発電装置、エンジン式発電機）であり、消防ポンプの燃料はガソリン、大容量ポンプと電源設備の燃料は重油となっている。
- ④所内に保有しているガソリンの量は10,250ℓ、重油の量は712,000ℓである。（重大事故対策では、SBOを想定していることから、重油は非常用ディーゼル発電機用の燃料を使用する。）
- ⑤復水ピットの水量およびSFPの水位等はストレステストにおける評価を用いることとする。

以上の評価条件から、重大事故対処設備の稼働に必要な水源は最終的に海水を利用することで、永続的に供給可能となっており、電源についても、電源設備の燃料（重油）が枯渇しない限り、電気を供給することが可能となっていることから、重大事故対処設備は、燃料（ガソリンおよび重油）が枯渇しない限り、事故収束対応を維持できる。

したがって、重大事故対処設備が事象発生後7日間に消費する燃料の量を算出し、現在、大飯発電所に備蓄されている燃料の量と比較を行った。

#### (1) 電源設備の燃料消費量

空冷式非常用発電装置（1,825kVA×2台/ユニット）の燃料（重油）消費量の算出にあたっては、保守的に評価し、3号機および4号機において各々2台が定格負荷で事象発生後7日間フル稼働したと想定し、重油の消費量を算出した。

空冷式非常用発電装置の燃費は約397ℓ/hであることから、事象発生後7日間での重油の消費量は、 $約397ℓ/h \times 24h \times 7日間 \times 4台 = 約266,784ℓ$ となる。

次に、可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ用のエンジン式発電機（610kVA×1台/ユニット）の負荷としては、可搬式代替低圧注水ポンプまたは恒設代替低圧注水ポンプのみであり、電源容量には十分な余裕があるが、保守的に75%負荷で3号機および4号機において各々1台が事象発生後7日間フル稼働したと想定し、燃料（重油）の消費量を算出した。

エンジン式発電機の75%負荷時の燃費は約96.4ℓ/hであることから、事象発生後7日間での重油の消費量は、 $約96.4ℓ/h \times 24h \times 7日間 \times 2台 = 約32,391ℓ$ となる。

#### (2) 大容量ポンプの燃料消費量

大容量ポンプ（約1,320m<sup>3</sup>/h×1台）についても保守的に評価し、定格負荷で事象発生後7日間フル稼働したと想定し、燃料（重油）の消費量を算出した。

なお、大容量ポンプは繋ぎ込み作業等を考慮して、使用可能となるのは事象発生後24時間後とし、燃料の消費量の算出においては、フル稼働期間を6日間とする。

大容量ポンプの燃費は約215ℓ/hであることから、6日間での重油の消費量は、 $約215ℓ/h \times 24h \times 6日間 \times 1台 = 約30,960ℓ$ となる。

#### (3) 消防ポンプの燃料消費量

消防ポンプによるSGへの給水およびSFPへの給水については、ストレステストにおける地震・津波重畳時の評価を用いて事象発生後7日間でのガソリンの消費量を算出した結果、合計で約7,804ℓとなる。

なお、シナリオによっては、CVへの注水において部分的に消防ポンプを用いる場合があるが、CVへの注水とSGへの給水が同時に実施されることはなく、ガソリン消費量も上記で算出した約7,804ℓが最も多くなることを確認している。

以上（1）～（3）の結果から、事象発生後7日間に必要なガソリン量は最大約



7,804ℓ、必要な重油量は約330,135ℓとなり、現在、大飯発電所に備蓄されている燃料の量（ガソリン量10,250ℓ、重油量712,000ℓ）を下回っていることから、事象発生後7日間は事故収束対応が維持できることを確認した。

以上

## 大飯発電所 3, 4 号機 事象解析結果

### 1. 目的

PWRにおいて、ATWSが発生した場合には、事象初期に原子炉の固有の出力抑制特性（反応度フィードバック効果）を活用して出力抑制し、その後手動により化学体積制御設備によるほう酸水注入により事象を収束させる。この際、タービントリップ等は負の反応度フィードバック効果が少ないサイクル初期も含め、反応度フィードバック効果をより効果的に働かせるために行う。

一方、平成 25 年 7 月以降の炉心状態は、燃焼が進んだサイクル末期であり減速材温度係数による負の反応度フィードバック効果が十分に高い。このため、タービントリップに期待せずとも事象初期に原子炉の圧力が過度に上昇することなく出力を抑制し、化学体積制御設備によるほう酸水注入により臨界未満にすることが可能である。このことを確認するため、解析を実施した。

### 2. 方法

解析コードは SAPRKLE-2 コードを用いた。

### 3. 結果

次頁に炉心および原子炉冷却材圧力バウンダリの挙動を確認した結果を示す。

一次冷却材温度の上昇により、負の反応度フィードバック効果で原子炉出力が抑制される過程で原子炉圧力は上昇するが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa (gage)）以下であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性は維持される。

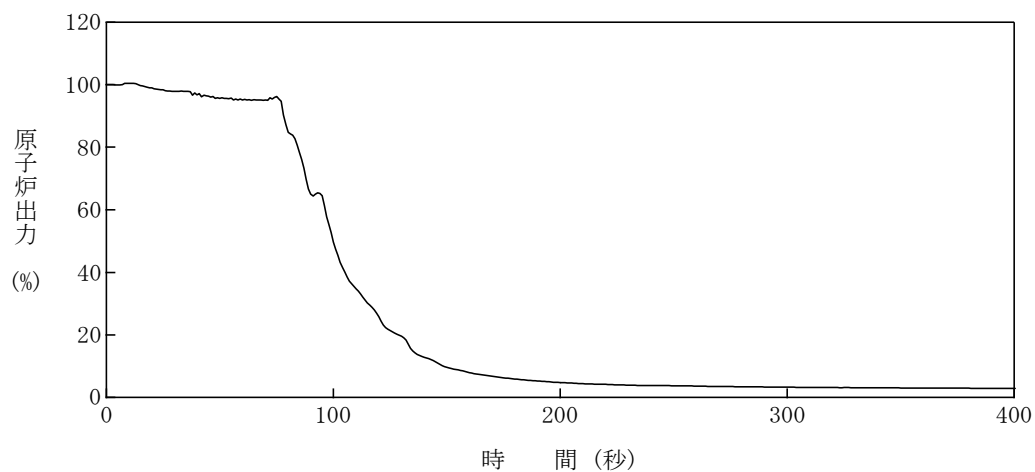


図 1 原子炉出力の推移

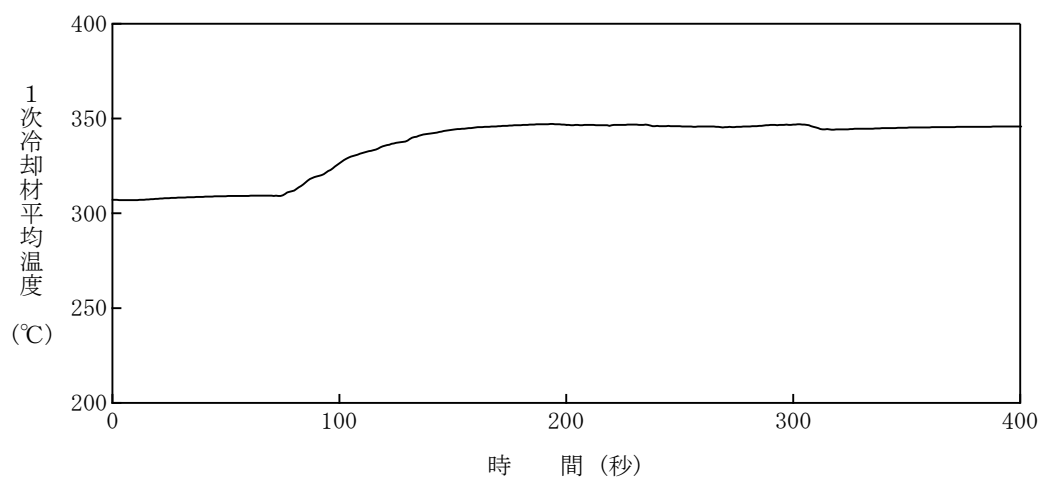


図 2 1次冷却材平均温度の推移

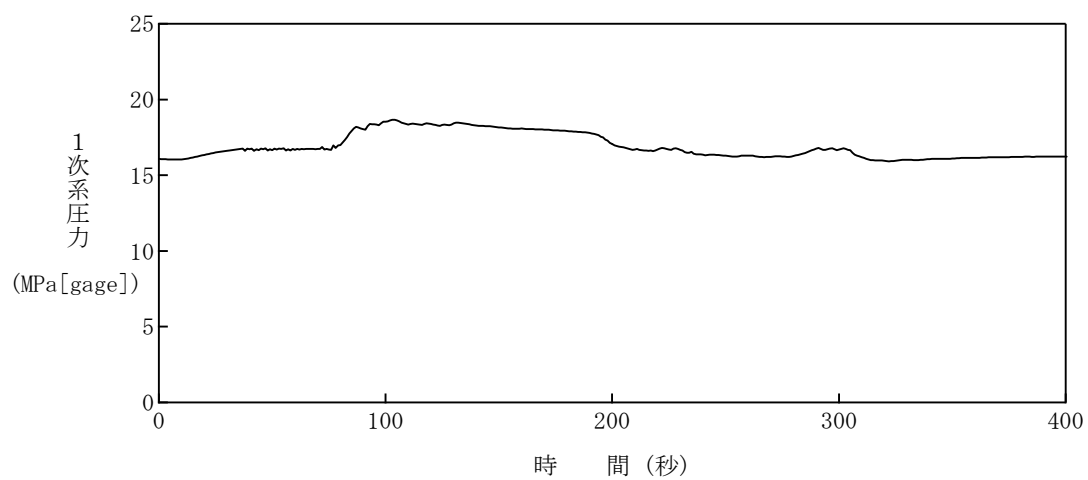


図 3 1次系圧力の推移

## 原子炉冷却材高圧時の冷却対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 可搬式バッテリー

型 式	リチウムイオン電池
個 数	1
容 量	58Ah/個
電 圧	125V

## (容量)

- ・ タービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプ1台の起動に必要な容量を考慮して、58Ah/個の容量としている。

## (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋内の配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件において、必要な機能を果たすことができる。

## (操作性)

- ・ 可搬式バッテリーは車輪付きで容易に移動ができ、スイッチも併せて配備することにより、バッテリー接続後のタービン動補助給水ポンプ非常用油ポンプの起動操作が容易に行えるよう考慮している。

## (多様性)

- ・ 可搬式バッテリーは静的機器であり、また、設計基準対処設備である恒設直流電源設備と位置的分散を図ることにより多様性を有している。

## (悪影響防止)

- ・ 可搬式バッテリーは、通常時、タービン動補助給水ポンプ起動盤と切り離されていることから、直流電源系統に悪影響をおよぼすことはない。また、可搬式バッテリーは、早期に接続できるよう、タービン動補助給水ポンプ起動盤と同じ部屋にロープ等により固定した状態で保管していることから、地震等によりタービン動補助給水ポンプ起動盤に対して悪影響をおよぼすことはない。

## (確実な接続)

- ・ タービン動補助給水ポンプ起動盤への接続操作は接続端子を起動盤の端子板にネジ止めするのみであり、更に接続の手順および接続用の端子を明確にしていることから、確実な接続が可能である。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・ 接続先であるタービン動補助給水ポンプ起動盤は耐震Sクラス設計で

あり、機能を喪失することはない。

(保管場所)

- ・ 可搬式バッテリーは耐震性／水密性を有する原子炉補助建屋E. L. +10.0mに保管している。また可搬式バッテリーは、ロープ等により固定し、地震による転倒防止を図っている。
- ・ 可搬式バッテリーは、設計基準対処設備である恒設直流電源設備とは異なる場所に保管しており、共通要因による同時機能喪失を防止している。

(現場の作業環境)

- ・ 可搬式バッテリーはタービン動補助給水ポンプ起動のために使用するものであり、炉心損傷防止に使用するものである。したがって、現場は高線量下となることはなく、接続、操作など必要な作業は可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・ 可搬式バッテリーは耐震性／水密性を有した原子炉周辺建屋E. L. +10.0mで保管、使用するものであり、耐震性／水密性の確保された建屋内でのアクセスルートが確保されている。

(2) 消防ポンプ

消防ポンプ

型 式	片吸込 1 段タービンポンプ
容 量	36 m <sup>3</sup> /h
吐 出 圧	1.0MPa
台 数	4

(容量)

- ・ 復水ピット補給用消防ポンプの容量は、復水ピットが枯渇する時点における崩壊熱を蒸気発生器を通じて除去するために必要な給水量を上回る容量として36m<sup>3</sup>/hとしている。復水ピットへは、消防ポンプ4台を直列に接続して海水を補給する。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外の配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件において、必要な機能を果たすことができる。

(操作性)

- ・ 一般汎用品であり、特別な技量を要しないことから確実に操作が可能である。

(悪影響防止)

- ・ 消防ポンプは、通常時、地震・津波の影響を受けないトンネル内に配備されており、他の設備に悪影響はない。

(確実な接続)

- ・ 復水ピットへの補給時に恒設設備と接続する必要はない。なお、消防ポンプを直列に配備するための接続は、カップラにて確実かつ容易に接続することが可能である。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 補給先である復水ピットは耐震Sクラス設計であり、補給時に消火ホースを接続する必要はないことから、機能を喪失することはない。なお、消防ポンプは重心が低く、地震発生時においても転倒し難く、機能は確保されると考えられる。また、屋外の高台に保管しているため、津波に対しても機能喪失することはない。

(保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より100m以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象で機能喪失しないよう配慮している。

(現場の作業環境)

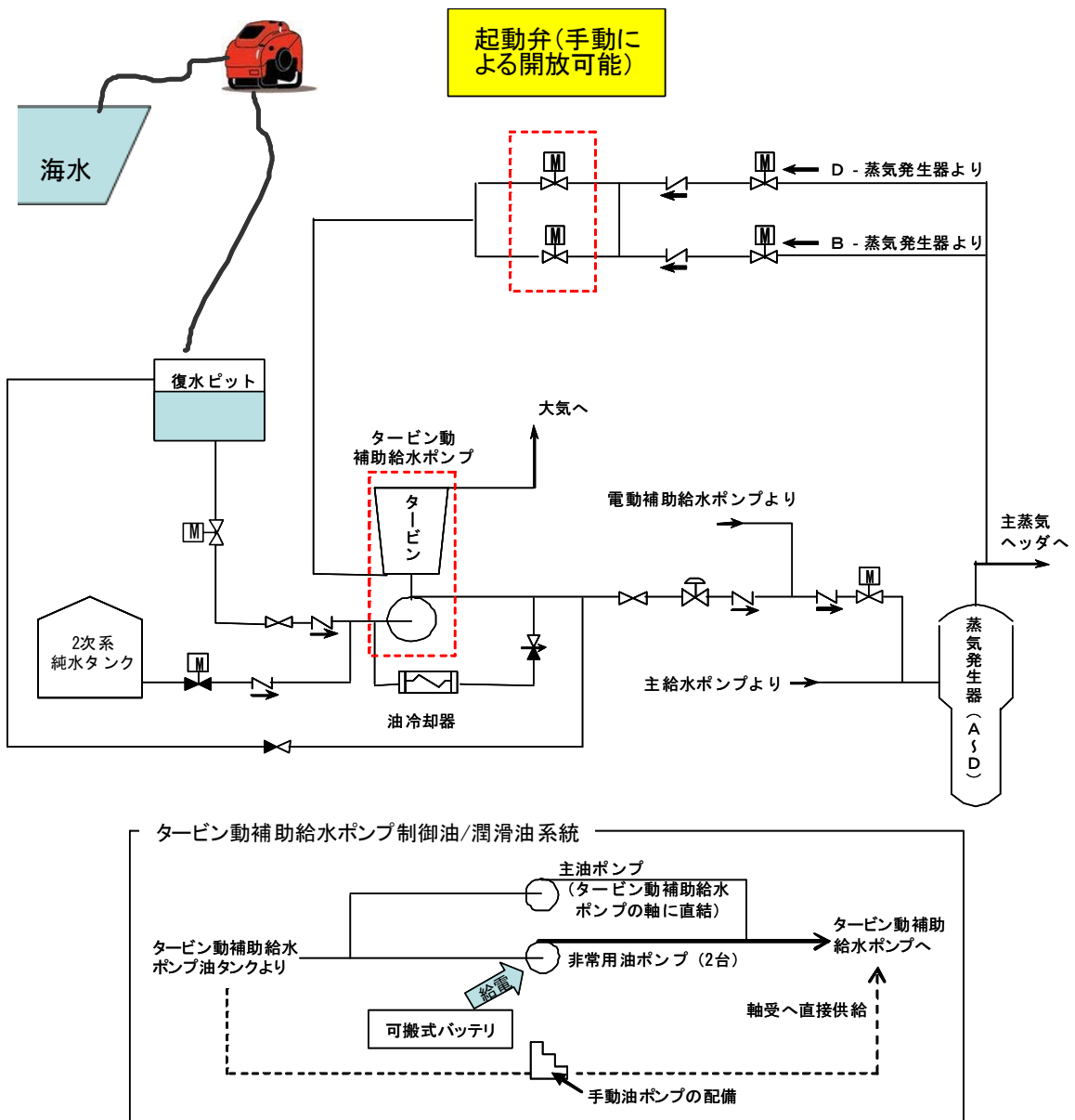
- ・ 復水ピット補給用の消防ポンプは、補助給水ポンプ水源確保のために使用するものであり、炉心損傷防止に使用するものである。したがって、現場は高線量下となることはなく、接続、操作など必要な作業は可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・ 消防ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

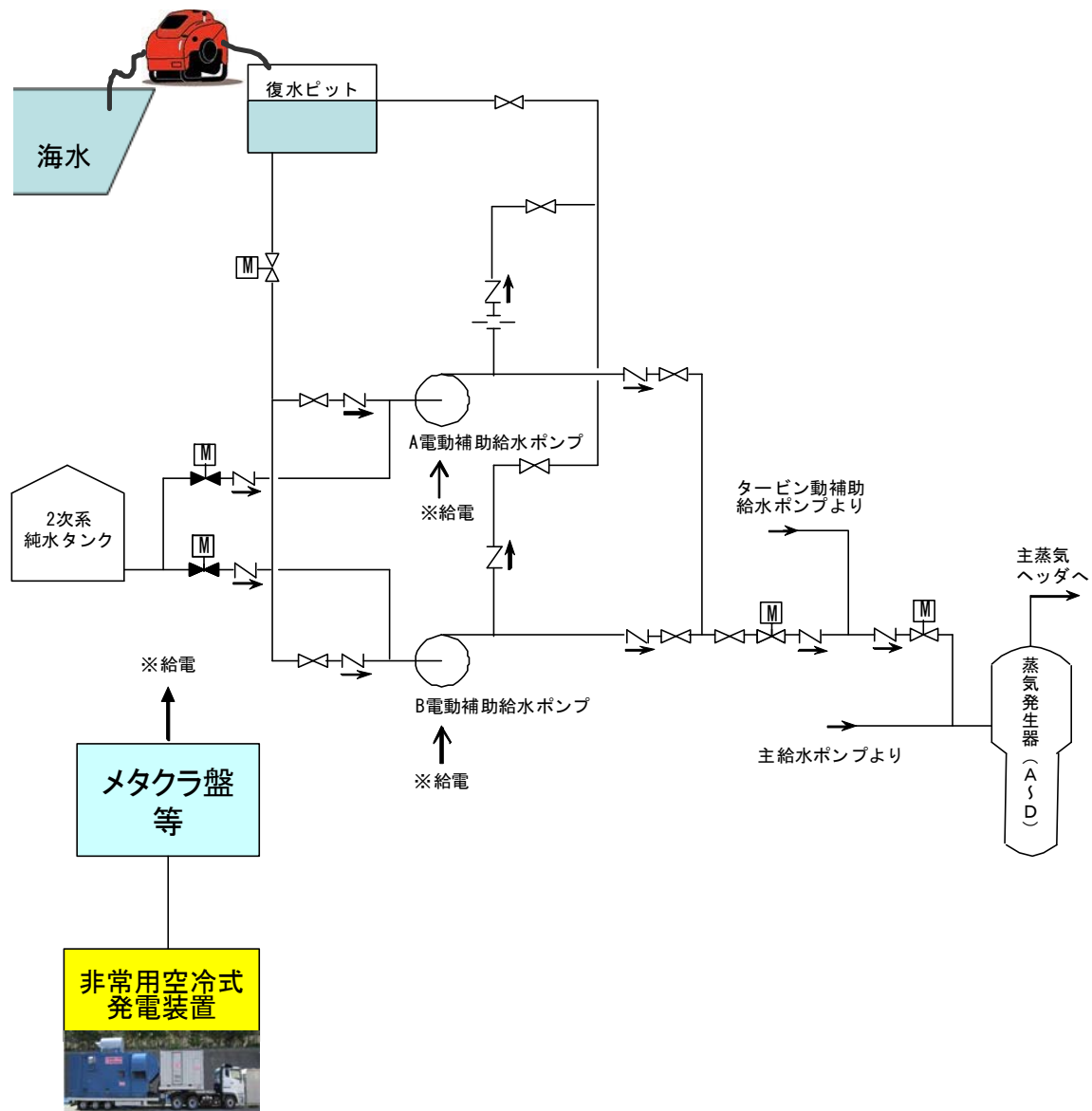
## 2. 概略系統図

## (1) タービン動補助給水ポンプ概略系統



- タービン動補助給水ポンプは復水ピット、2次系純水タンクを水源としており、水源枯渇時には消防ポンプを用いて海水を復水ピットに補給する。
- 起動弁は手動による開放が可能である。
- タービン動補助給水ポンプの制御油/潤滑油は起動時には直流電源の非常用油ポンプにより供給し、起動後は軸に直結された油ポンプにより供給する。
  - ・万一の電源喪失時に備え、可搬式バッテリーを配備している。
  - ・電源の使用に失敗した場合に備え、手動油ポンプを配備している。

## (2) 電動補助給水ポンプ概略系統

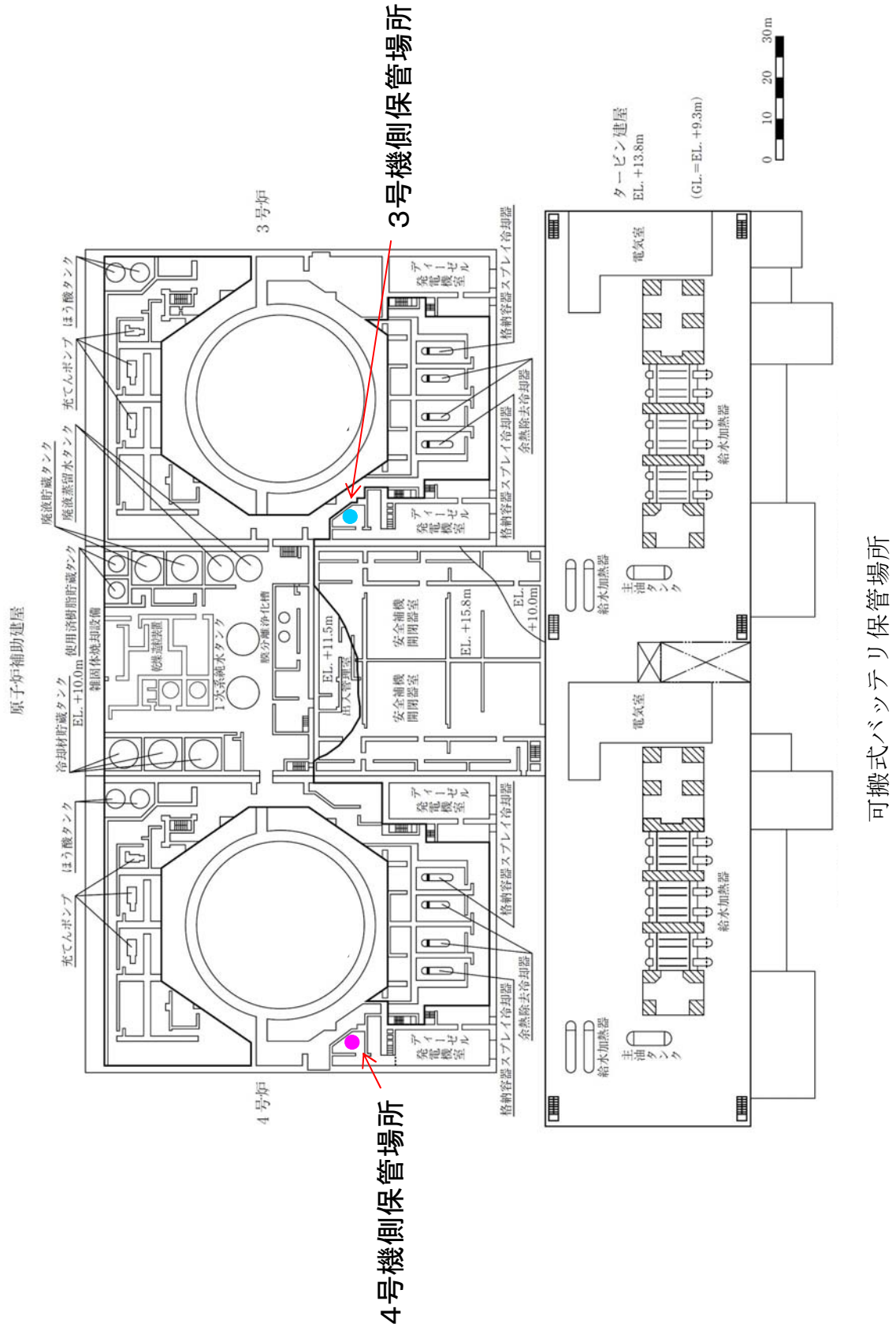


- 電動補助給水ポンプは復水ピット、2次系純水タンクを水源としており、水源枯渇時には消防ポンプを用いて海水を復水ピットに補給する。
- 万一の電源喪失時に備え、非常用空冷式発電装置を配備している。

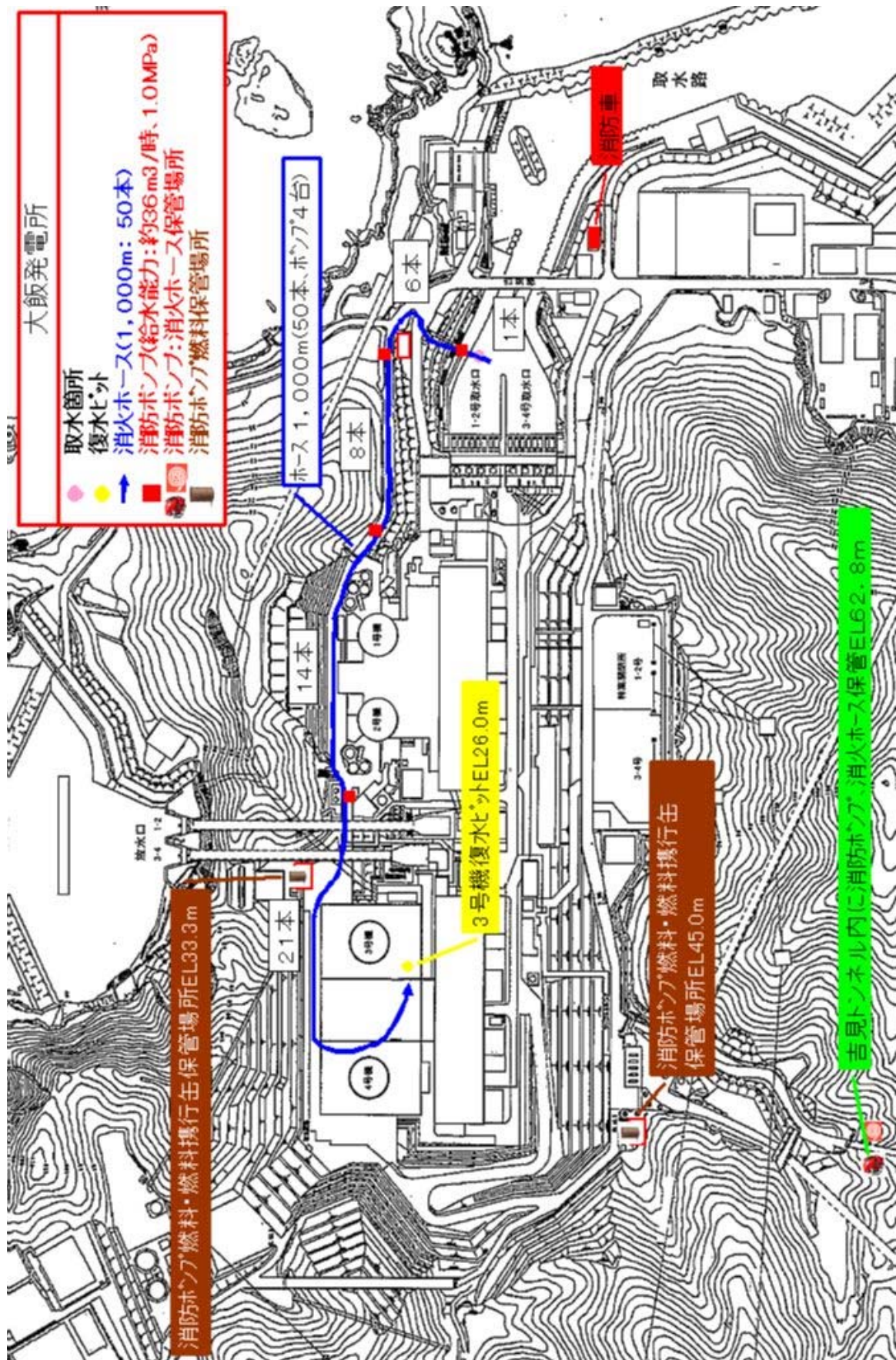


### 3. 概略配置図

#### (1) 可搬式バッテリー



(2) 消防ポンプ



## 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 窒素ポンベおよび可搬式コンプレッサ

## a. 窒素ポンベ

本数	12 (1ユニット当たり)
容量	7Nm <sup>3</sup> (1本当たり)
最高使用圧力	14.7MPa

## b. 可搬式コンプレッサ

型式	圧力開閉器式
台数	2 (1ユニット当たり)
容量	約 2400 /min (1台当たり)
吐出圧力	約 0.93MPa

(増圧ユニットにより約 1.0MPa まで昇圧)

## (容量)

- ・加圧器逃がし弁には、制御用空気系統から作動用空気が供給される設計となっているが、制御用空気系統が使用できない場合に備え、加圧器逃がし弁作動に必要な代替空気供給用に窒素ポンベと可搬式コンプレッサを配備する。

## 窒素ポンベ

- ・加圧器逃がし弁代替空気供給用の窒素ポンベは、5時間の原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧操作を考慮した容量として、加圧器逃がし弁1台あたり窒素ポンベ7Nm<sup>3</sup>×6本を配備している。

## 可搬式コンプレッサ

- ・加圧器逃がし弁代替空気供給用のコンプレッサは、窒素ポンベからの代替空気供給後、空気供給の必要のないラインを隔離した上で必要な容量を考慮して、約2400 /minの容量としている。

## (環境条件および荷重条件)

- ・建屋内の配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、必要な機能を果たすことができる。

## (操作性)

- ・窒素ポンベおよび可搬式コンプレッサは恒設配管に容易に接続でき、通常の弁操作により使用することが可能である。

## (多様性)

- ・窒素ポンベは静的機器であり、また可搬式コンプレッサは空冷式非常用発電装置から給電可能であり、設計基準対応設備である制御用空気圧縮機から位置的分散を図ることにより多様性を有している。

(悪影響防止)

- ・窒素ポンベ及び可搬式コンプレッサは、通常時、制御用空気系統から切り離されており、必要な時に制御用空気配管と接続することとしているため、他の設備に対して悪影響はない。

(確実な接続)

- ・窒素ポンベと制御用空気配管の接続部及び可搬式コンプレッサの接続部は、着脱が容易なカップラとしており、手動による確実な接続が可能である。

(耐震性・耐津波性等)

- ・窒素ポンベは、津波による浸水のおそれのない原子炉補助建屋 E.L. +17.1mに、耐震Sクラスにて設計・設置しているボンベラックに固縛し、地震による転倒防止を図っている。また、可搬式コンプレッサについては、床にワイヤロープで固縛することで、地震による転倒防止を図っている。

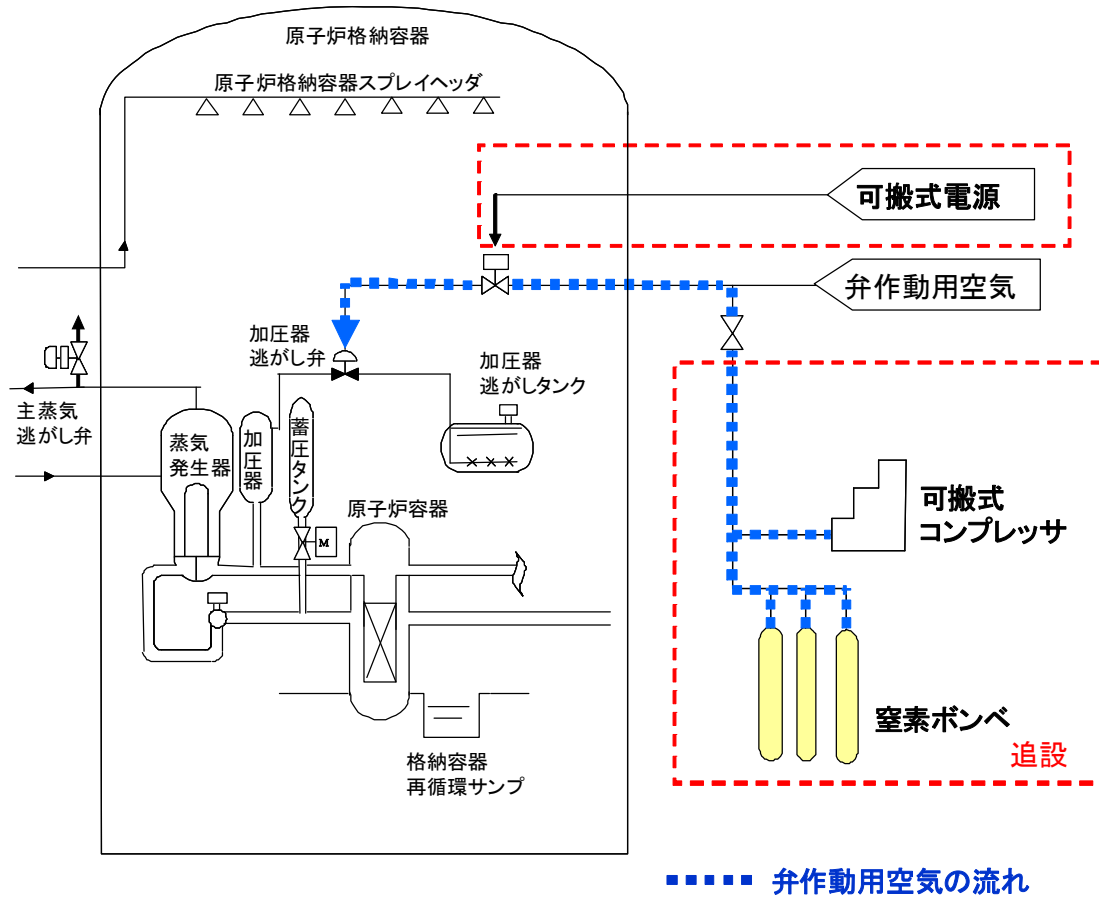
(現場の作業環境)

- ・窒素ポンベ及び可搬式コンプレッサの接続および操作は、遮へいが考慮された原子炉建屋内で実施する。制御用空気系統が機能喪失後、制御用空気系統配管にあらかじめ接続しておくことで、被ばくを低減することが可能である。

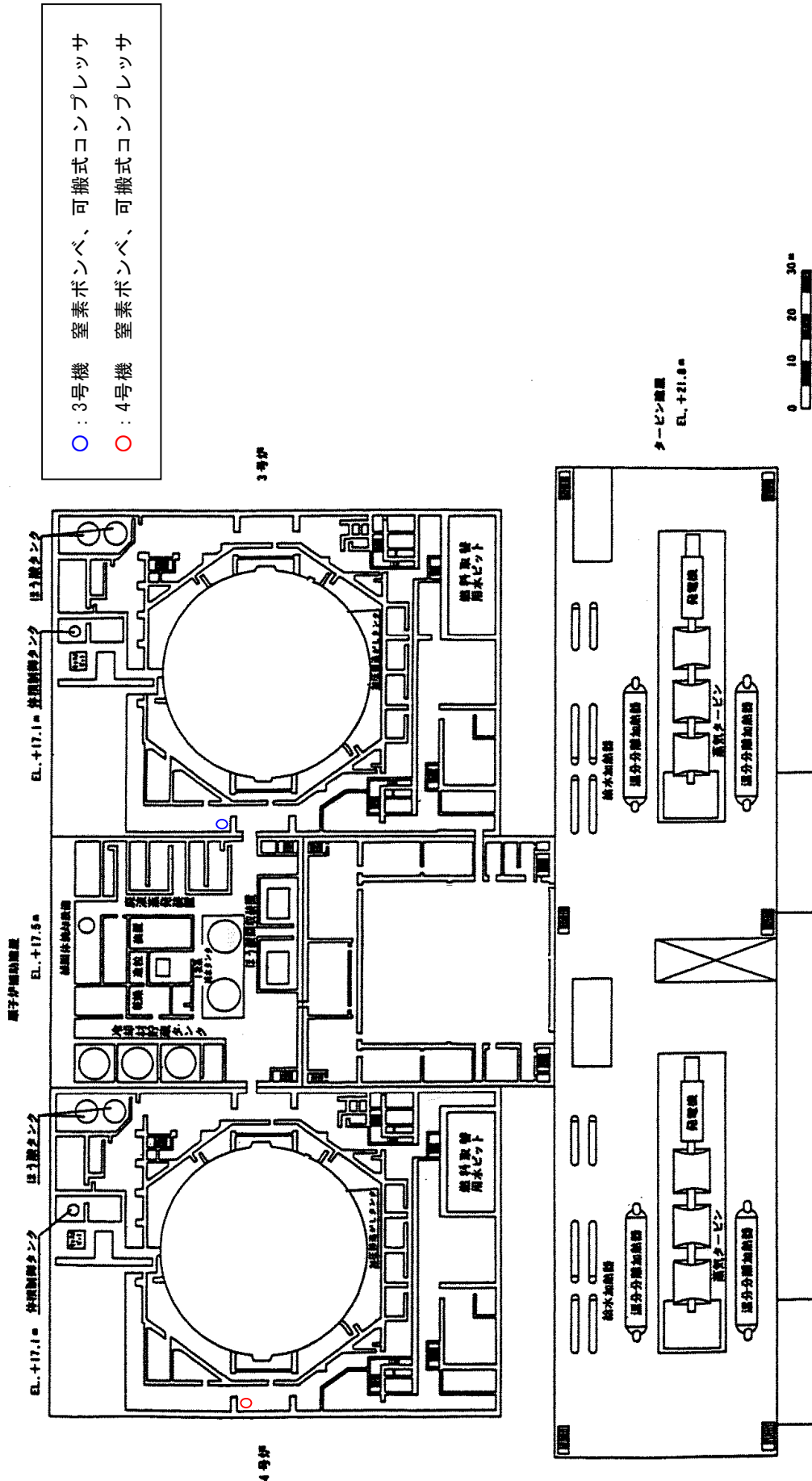
(アクセスルートの確保)

- ・窒素ポンベ及び可搬式コンプレッサは、耐震性を有する建屋内に配備されており、操作及び作業時のアクセスルートは確保されている。

2. 概略系統図（加圧器逃がし弁代替空気供給設備）



3. 概略配置図



加圧器逃がし弁を開放出来るように代替空気供給設備である窒素ポンプおよび可搬式コンプレッサ等を原子炉補助建屋E.L. +17.1mに設置する。

## 原子炉冷却材低圧時の冷却対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 可搬式代替低圧注水ポンプ

型 式	うず巻式
台 数	6 (2台/ユニット、予備2台)
容 量	約 150m <sup>3</sup> /h (1台当たり)
揚 程	約 150m
最高使用圧力	約 1.55MPa
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼

## (容量)

- 可搬式代替低圧注水ポンプは、設備を系統に接続し、注水を開始できる時間として事象発生半日後を想定し、その時点での炉心の崩壊熱の蒸散分に相当する流量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、炉心に注水することが可能である。

## (操作性)

- 可搬式代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要せず、ポンプと系統との接続方法も容易なカップラ接続で行うことから確実な操作が可能である。

## (多様性)

- 可搬式ポンプであり、設計基準事故対処設備である余熱除去系統と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

## (悪影響防止)

- 格納容器スプレイ系と余熱除去系のタイライン部につながる消火水系統の二重隔離弁の上流部に接続するとともに、必要時に接続することとしているために、他の設備に対して悪影響はない。

## (確実な接続)

- ポンプの接続方法としてカップラ接続を用いていることから、容易に接続可能であり、2箇所設けた接続口にも同様の接続方法を採用している。また、これらの接続口は、位置的分散を図ることで共通要因により機能

喪失することはない。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 接続口から先の建屋内配管については、実力 S クラスの耐震性を有する設計を行う。また、E. L. +33m の高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

(現場の作業環境)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプは、炉心損傷防止のために使用するものであり、想定する B-DBA 時に高線量下での作業とはならない。また、位置的分散した接続口が 2 箇所あることから環境に応じて設置場所を選定することから配備、運転など必要な作業は、支障なく実施可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

## (2) 恒設代替低圧注水ポンプ

型	式	うず巻式
台	数	1 (1 ユニットあたり)
容	量	約 150m <sup>3</sup> /h
揚	程	約 150m
最高使用圧力		約 1.55MPa
最高使用温度		常温で使用
本 体 材 料		ステンレス鋼

(容量)

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプは、想定する B-DBA 時に炉心に注入して炉心損傷を防止するために使用するものであり、全交流電源喪失等による炉心損傷を防止するために必要な流量を有している。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 耐震性を有した E. L. +33.6m の使用済燃料ピットエリアに配備していることから、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および



荷重条件下において、炉心に注水することが可能である。

(操作性)

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要しないことから確実な操作が可能である。

(多様性)

- ・ 恒設代替低圧注水ポンプは、使用済燃料ピットエリアに配備することから設計基準事故対処設備である余熱除去系統と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

(悪影響防止)

- ・ 格納容器スプレイ系と余熱除去系のタイライン部につながる消火水系統の二重隔離弁の上流部に接続されるため、他の設備に対して悪影響はない。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 地震発生時においても転倒しない設計を行うこととしており、実力 S クラスの耐震性を確保している。また、E.L.+33.6m の使用済燃料ピットエリアに配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(現場の作業環境)

- ・ 操作する設備については、建屋内の高放射線エリアに配置しないことにより、想定する B-DBA 時における配備、運転など必要な作業は、実施可能である。

(共用の禁止)

- ・ 3,4 号機で各 1 台ずつ配備しているため、2 基以上の原子炉施設間で共用していない。

(3) 仮設組立式水槽

基	数	3 (2 ユニット)
容	量	約 5m <sup>3</sup>
最高使用圧力		大 気 圧
最高使用温度		常温で使用
本 体 材 料		ステンレス鋼、布入塩化ビニールシート

(容量)

- ・ 仮設組立式水槽は可搬式代替低圧注水ポンプの吸込み口のバッファタンクとして使用するものとして 2.5m<sup>3</sup> 以上 (1 分間当たり容量) を貯めることのできる容量と評価しており、5m<sup>3</sup> を配備している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において配備可能である。

## (操作性)

- ・ 組立式で補強布入り塩化ビニールシートを張る簡単な構造であるため、想定する設計基準事故を超える事故時の環境下においても確実な組立が可能である。

## (多様性)

- ・ 仮設組立式水槽であり、設計基準対応設備である格納容器スプレイ設備等とは異なるため、共通要因により機能喪失することがない。

## (悪影響防止)

- ・ 平時は、注入系統と分離され別保管されており、他設備への影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・ 高さが 0.8m と低く安定性のある水槽で横置きしていることから、地震発生時においても転倒しない。また、E.L.+33m の高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

## (保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

## (現場の作業環境)

- ・ 炉心損傷防止のために使用するものであり、想定するB-DBA時に高線量下での作業とはならないため、配備など必要な作業は、支障なく実施可能である。

## (アクセスルートの確保)

- ・ 仮設組立式水槽の保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

## (4) 消防ポンプ

型	式	片吸込 1 段タービンポンプ
台	数	16 (1 ユニットあたり)
容	量	約 36~67m <sup>3</sup> /h
吐	出	圧
		約 0.8MPa~1.0MPa

## (容量)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ用消防ポンプを 4 台並列および 4 台直列で使用することで、低圧注水に必要な約 150m<sup>3</sup>/h を十分に上回る流量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外の配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、必要な機能を果たすことができる。

## (悪影響防止)

- ・ 補給時に補給先である仮設組立式水槽と消火ホースを接続することはないことから機能喪失することはない。なお、消防ポンプは、通常時、地震・津波の影響を受けないトンネル内に配備されており、他設備への影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・ 消防ポンプは重心が低く、地震発生時においても転倒し難く、機能は確保されると考えられる。また、屋外の高台に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

## (保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象で機能喪失しないよう配慮している。

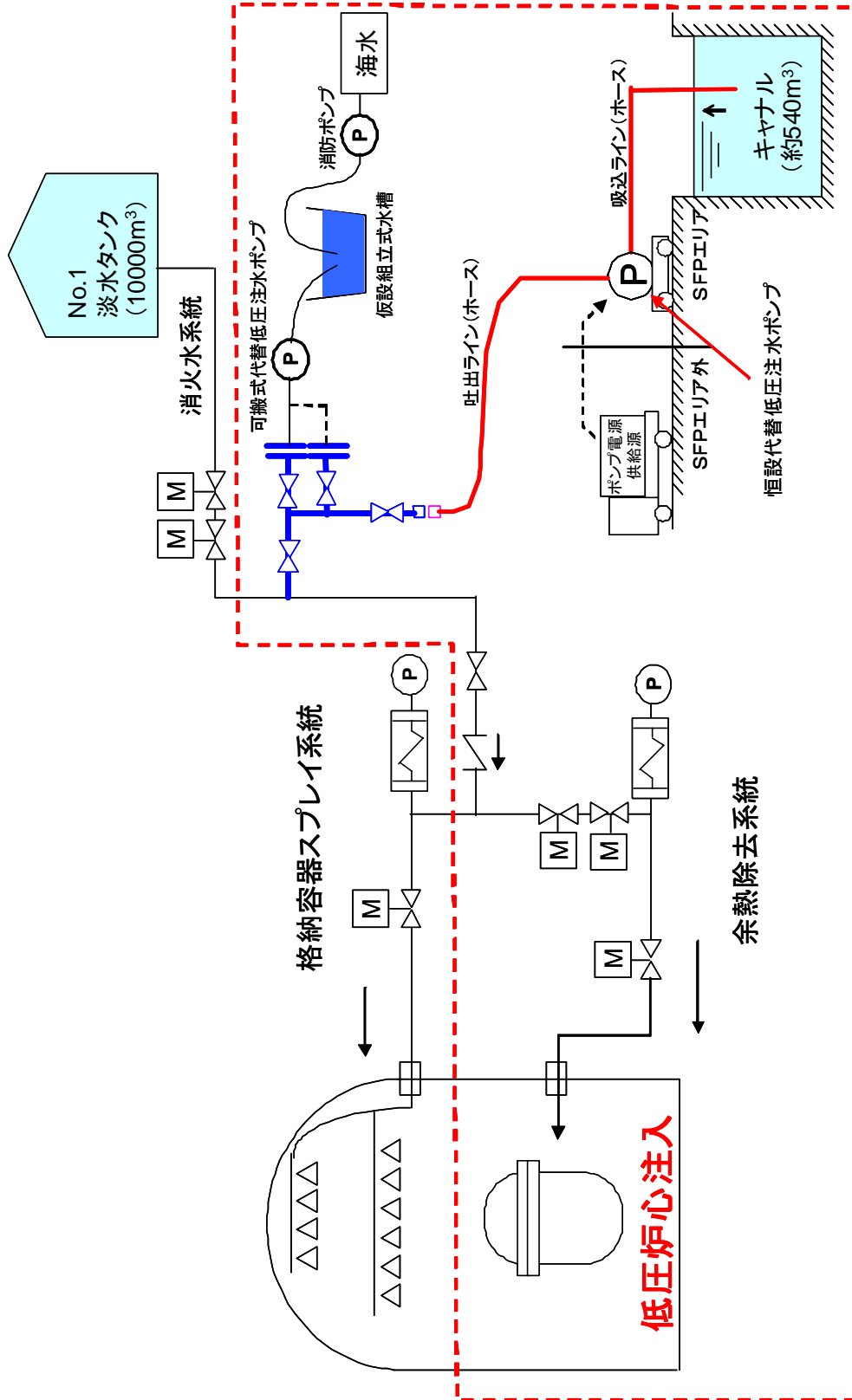
## (現場の作業環境)

- ・ 炉心損傷防止のために使用するものであり、想定する B-DBA 時に高線量下での作業とはならないため、配備など必要な作業は、支障なく実施可能である。

## (アクセスルートの確保)

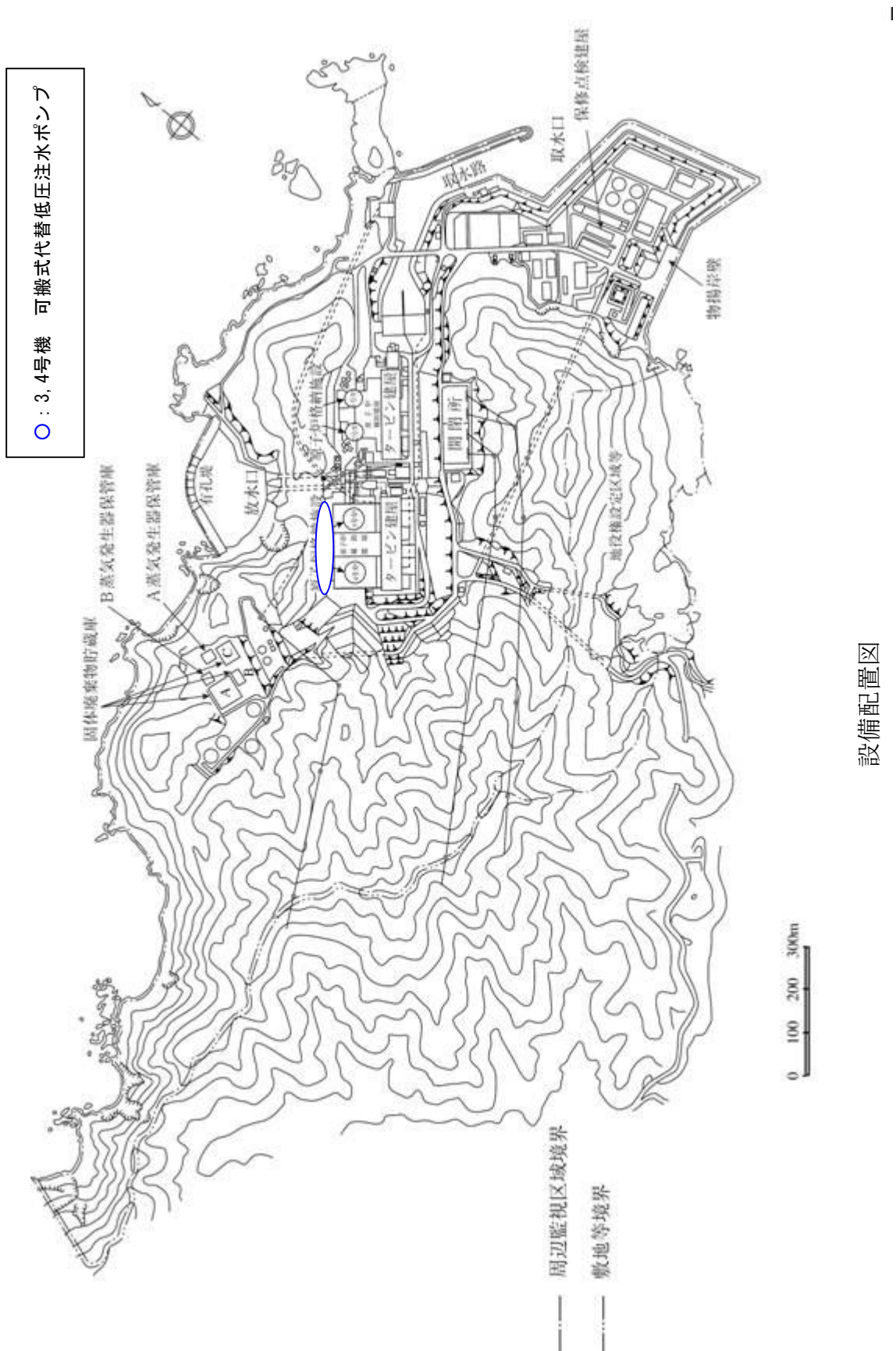
- ・ 消防ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

2. 概略系統図

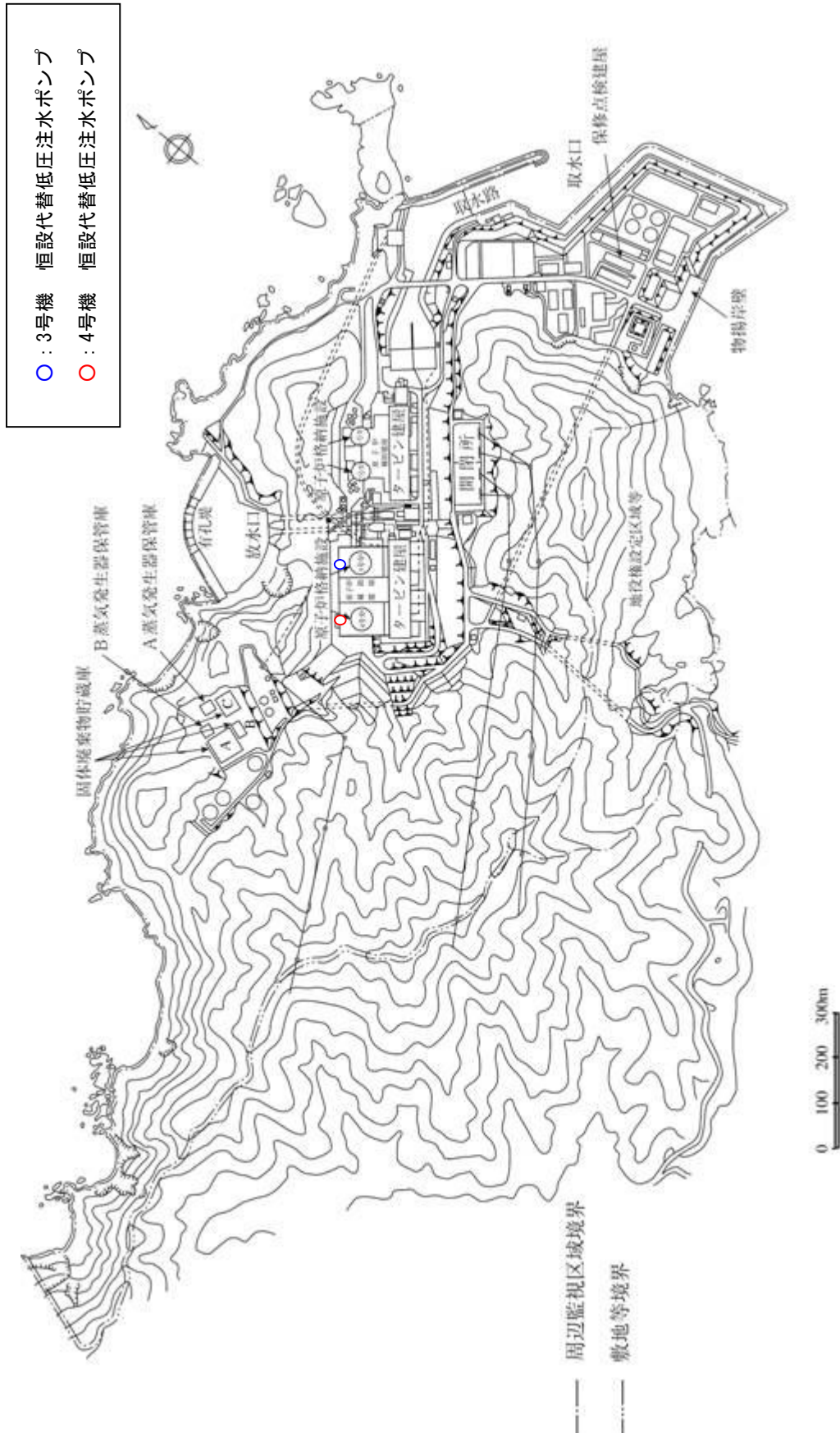


3. 概略配置図

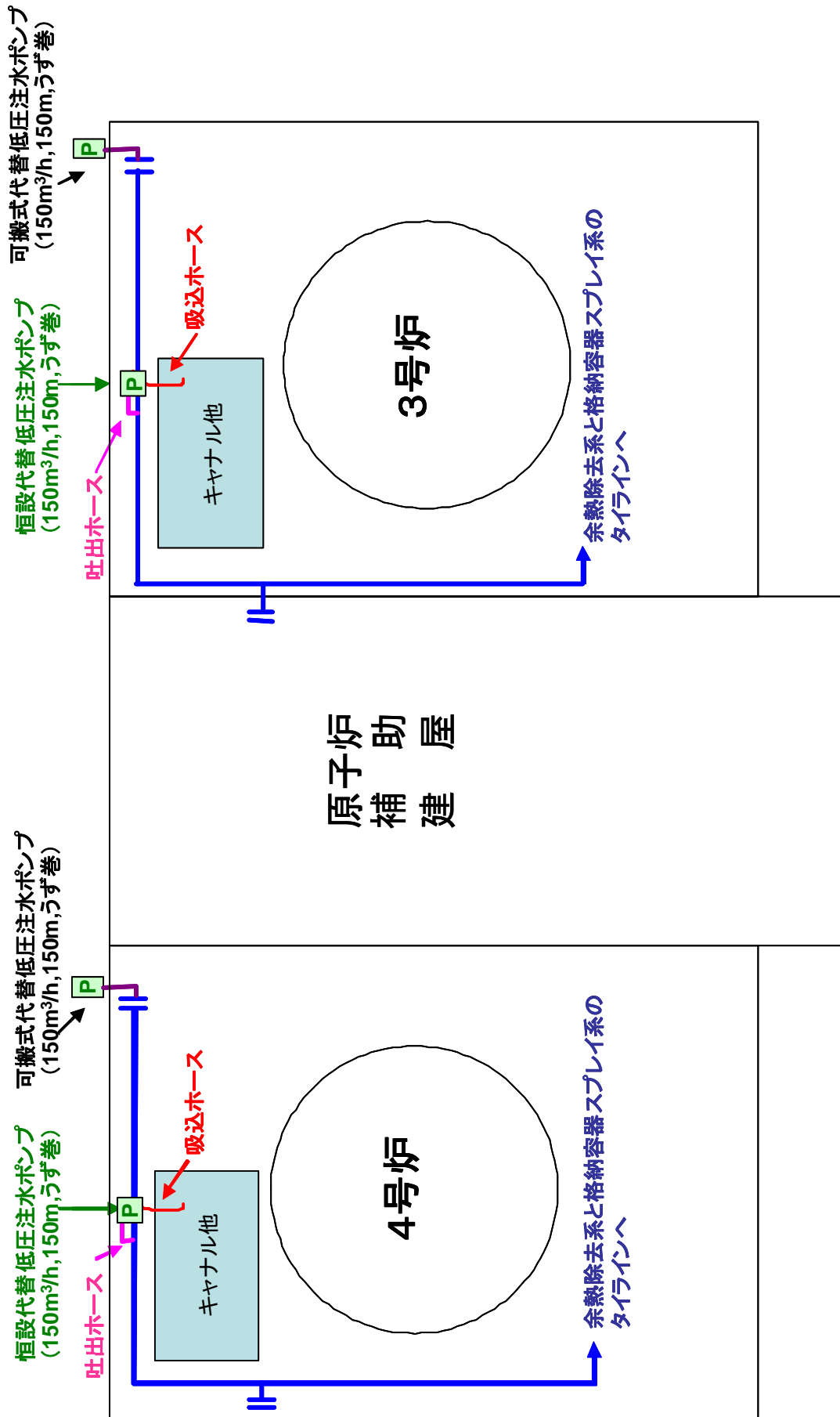
(1) 可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、給水経路



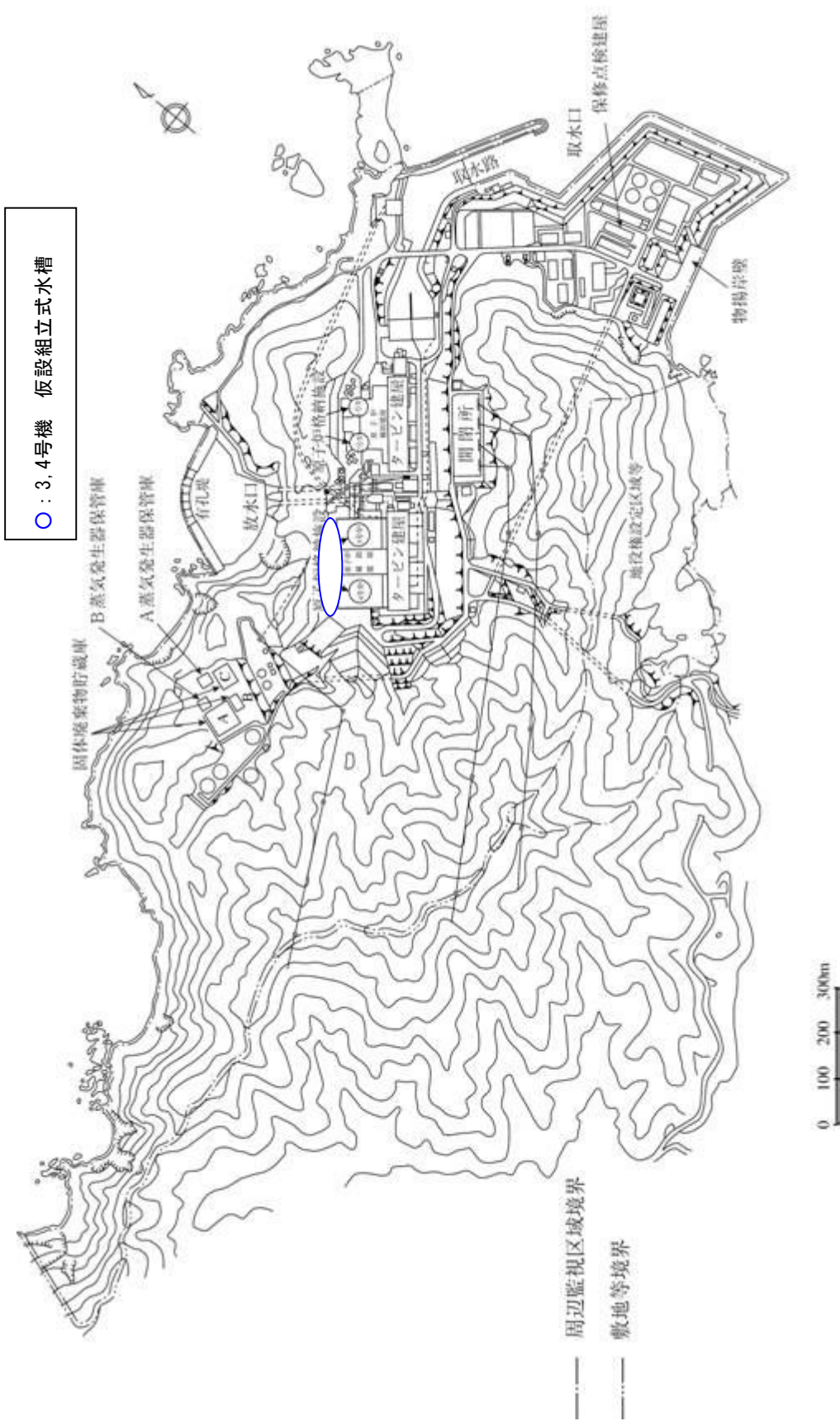
設備配置図



設備配置図



(2) 仮設組立水槽



設備配置図





事故時の重大事故防止対策における  
最終ヒートシンク確保対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

### (1) 大容量ポンプ

型 式	ディーゼルエンジン駆動ポンプ
台 数	1 (大飯 1, 2, 3, 4 号機共用)
容 量	約 1, 320m <sup>3</sup> /h
吐 出 圧	約 1. 2MPa
最高使用温度	常温で使用

### (容量)

- ・ 大容量ポンプは、最終ヒートシンク喪失時において、海水ポンプ出口ストレーナの付属弁等に接続して原子炉補機冷却海水系統に海水を供給し、余熱除去系統や格納容器再循環ユニット等から原子炉補機冷却水系統を通じて、炉心および格納容器からの除熱を行うものである。
- ・ さらに、原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失時にも、原子炉補機冷却海水系統と原子炉補機冷却水系統を接続し、原子炉補機冷却水系統にも直接海水を供給し、格納容器再循環ユニットへの直接海水通水による格納容器内自然対流冷却によって格納容器気相部からの熱除去が可能ないようにしている。
- ・ 大容量ポンプは、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失時に2次系からの除熱により事象収束を図った後の冷温停止への移行や、さらに、炉心の著しい損傷後の格納容器の過圧破損防止の観点から、必要な容量を有している。

### (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、海水を取水することが可能である。

### (操作性)

- ・ 最終ヒートシンク喪失後直ちに必要となる設備ではなく、一定時間経過後に操作要員を確保した上で使用するため、操作性に問題はない。

### (多様性)

- ・ ディーゼルエンジン駆動であり、設計基準対応設備である海水ポンプ(電動)とは駆動方式が異なるため、全交流電源喪失により機能喪失

することがなく、多様性を確保している。

(悪影響防止)

- ・ 本設備は、設計基準事故対応設備である海水ポンプ機能喪失時に、原子炉補機冷却海水系統に接続することから、原子炉補機冷却海水系統に対して悪影響を及ぼすことはない。
- ・ また、屋外に保管されており、地震が発生した場合にも他の設備に対して悪影響を及ぼすことはない。

(確実な接続)

- ・ 本設備の原子炉補機冷却海水系統への接続作業に際しては、専用金具により、容易かつ確実に接続ができるようにしている。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 接続先の海水配管は十分な耐震性を有しており、津波後に接続を行うことで、津波によって機能喪失しないように配慮している。

(保管場所)

- ・ 本設備は、E. L. +31mの高台に保管されており、外部事象の影響を受けにくい。また、設計基準対応設備の海水ポンプと離隔された場所に保管しており、両者が同時に影響を受けることはない。

(現場の作業環境)

- ・ 本対策は、炉心損傷を防止する段階で使用するものであり、被ばく上問題となることはない。

(アクセスルートの確保)

- ・ 屋外での使用であるため、地震、津波等によってがれきが発生した場合でも、ホイールローダー等を配備し、アクセスルートを確保することが可能である。

(2) 格納容器再循環ユニット

種	類	補機冷却水冷却コイル
台	数	4 (1ユニット当たり)
熱	負	荷
		約632,000 kcal/h (1台当たり)

(容量)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、原子炉運転中、原子炉格納容器内の機器および配管類からの放散熱を除去するために設置されている設備であ

る。

- ・ 想定するB-DBA時に、再循環ユニットに冷却水を通水することにより、格納容器内の蒸気を凝縮させ、格納容器雰囲気冷却を行うために、重大事故対処設備として使用するものであり、格納容器除熱機能喪失による炉心損傷や、格納容器過圧破損を防止するために必要な容量を有している。格納容器再循環ユニットは4台設置されているが、このうち2台に通水することで、必要な容量を満足することができる。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、格納容器内に設置されているが、金属製の熱交換器であり、想定するB-DBA時にも必要な機能を果たすことができると考えられる。

(操作性)

- ・ 格納容器再循環ユニットへの冷却水通水のための操作は、通常の運転操作と同等である。

(多様性)

- ・ 格納容器から最終ヒートシンクへの熱移送のための設計基準対処設備である格納容器スプレイ系統とは、原子炉補機冷却水系統を共用しているが、大容量ポンプから直接格納容器再循環ユニットにも供給できるようにしており、多様性を図っている。

(悪影響防止)

- ・ 事故時には、通常運転時の機能は必要ないことから悪影響はない。

(切り替えの容易性)

- ・ 冷却水の通水系統は、本来の用途で使用する場合と大きな相違はなく、容易に切り替えが可能である。

(耐震性・耐津波性)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、設計基準地震動に対し機能を確保できると考えられる。また、格納容器内に設置されており、津波に対する頑健性も確保されている。

(現場の作業環境)

- ・ 格納容器再循環ユニットを使用するための弁操作等は、炉心損傷を防止する段階で使用するものであり、被ばく上問題となることはない。

(アクセスルートの確保)

- ・ 弁操作等は、耐震性の確保された原子炉建屋内で実施でき、アクセスルートは確保されている。

(共用の禁止)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、複数号機で共用していない。

(3) 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）

本数	3（1ユニット当たり）
容量	7Nm <sup>3</sup> （1本当たり）
最高使用圧力	14.7MPa

(容量)

- ・ 格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却時に、格納容器再循環ユニット内における原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水サージタンクへの窒素供給による原子炉補機冷却水系統の加圧に必要な容量を考慮して、窒素ポンベ7Nm<sup>3</sup>×3本/ユニットを配備している。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋内での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、必要な機能を果たすことが可能である。

(操作性)

- ・ 窒素ポンベは恒設配管に容易に接続でき、通常の弁操作により使用することが可能である。

(多様性)

- ・ 窒素ポンベは静的機器であり、設計基準対応設備である制御用空気圧縮機から位置的分散を図ることにより多様性を有している。

(悪影響防止)

- ・ 窒素ポンベは、通常時、恒設配管から切り離されており、必要な時に恒設配管と接続することとしているため、他の設備に対して悪影響はない。

(確実な接続)

- ・ 窒素ポンベと原子炉補機冷却水サージタンクへの恒設配管の接続部は、着脱が容易なカップラとしており、手動による確実な接続が可能である。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 接続先である原子炉補機冷却水サージタンクへの恒設配管は耐震Sクラス設計であり、機能を喪失することはない。

(保管場所)

- ・ 窒素ポンベは、津波による浸水のおそれのない原子炉補助建屋 E. L. +42. 6mに、耐震Sクラスにて設計・設置しているボンベラックに固縛し、地震による転倒防止を図っている。

(現場の作業環境)

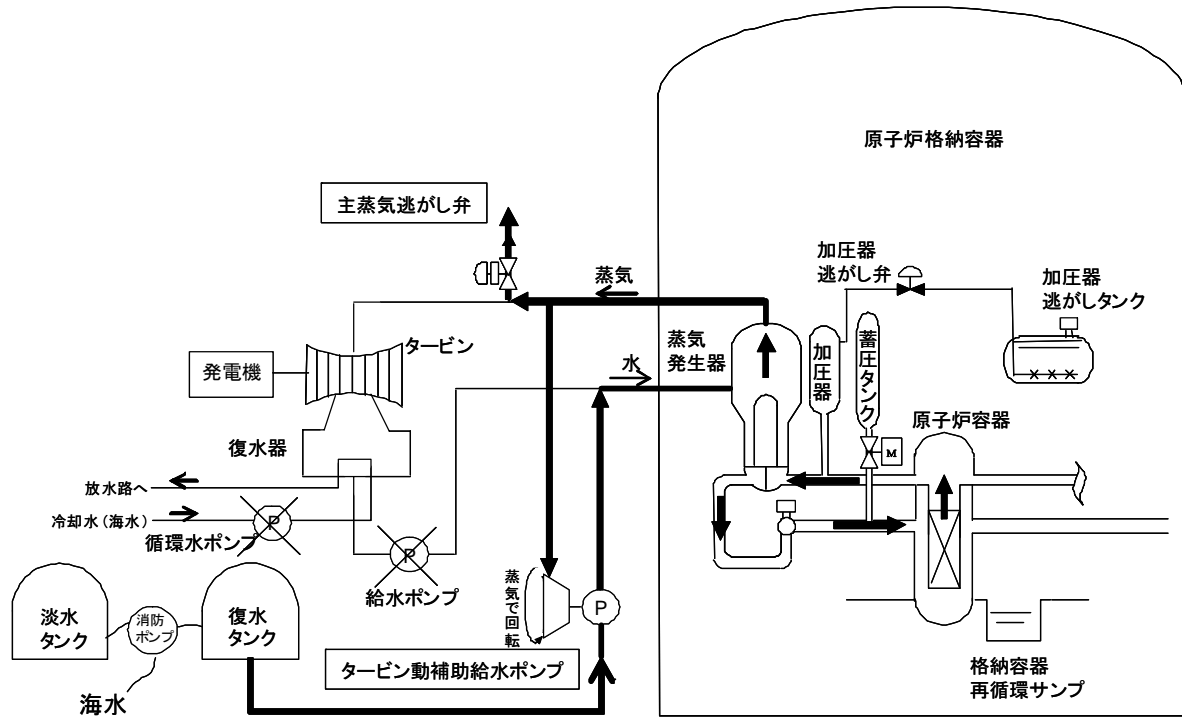
- ・ 本対策は、炉心損傷を防止する段階で使用するものであり、被ばく上問題となることはない。

(アクセスルートの確保)

- ・ 窒素ポンベは耐震性を有する原子炉建屋E. L. +42. 6mで保管、使用するものであり、耐震性の確保された建屋内でのアクセスルートが確保されている。

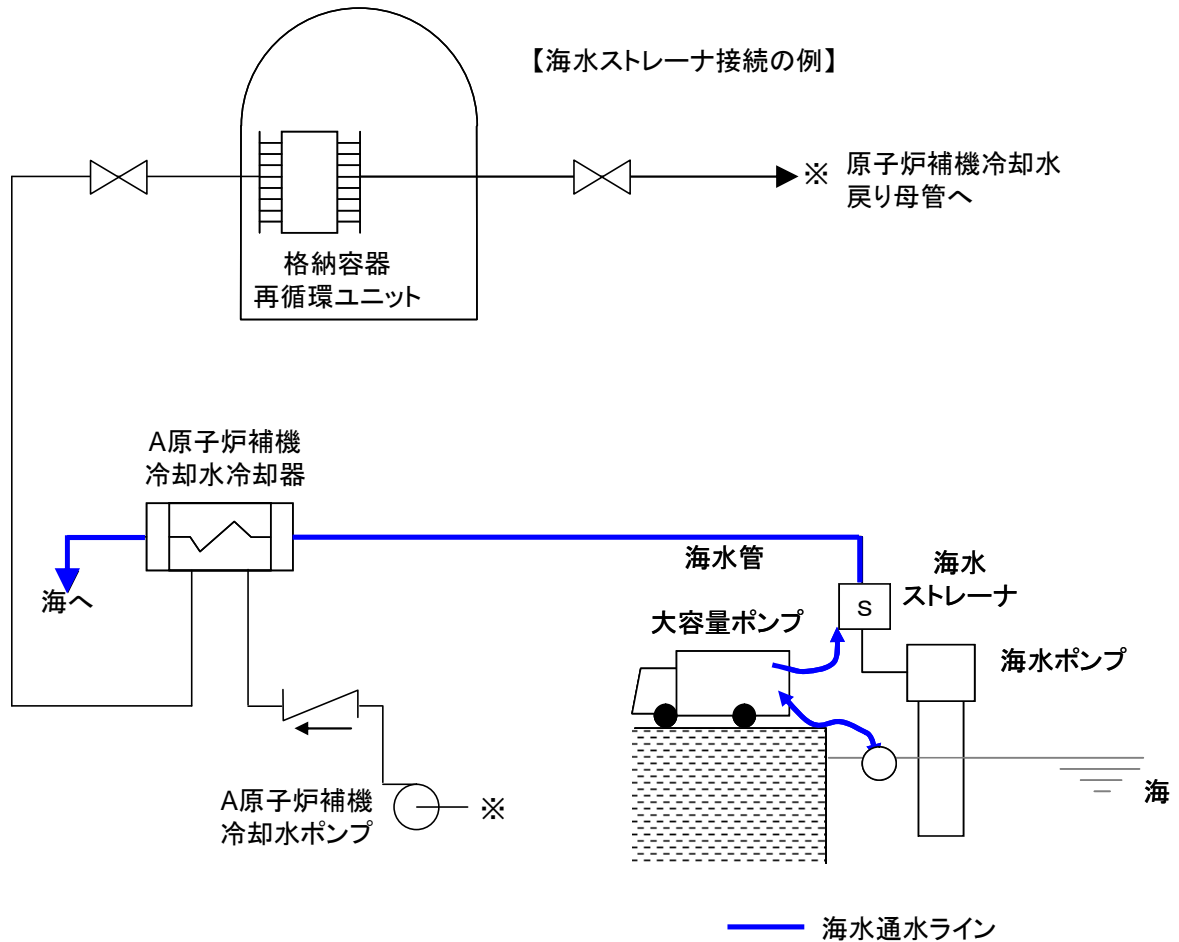
2. 概略系統図

(1) タービン動補助給水ポンプ等を用いた2次系からの除熱

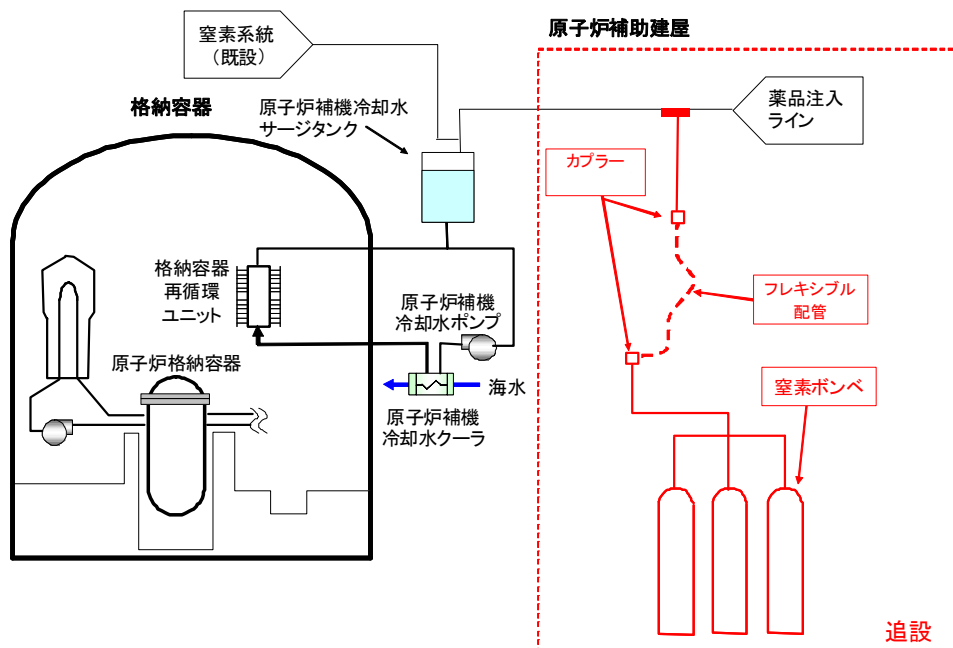


(2) 大容量ポンプおよび格納容器再循環ユニットを用いた格納容器からの除熱

(大容量ポンプによる格納容器再循環ユニットへの海水供給)

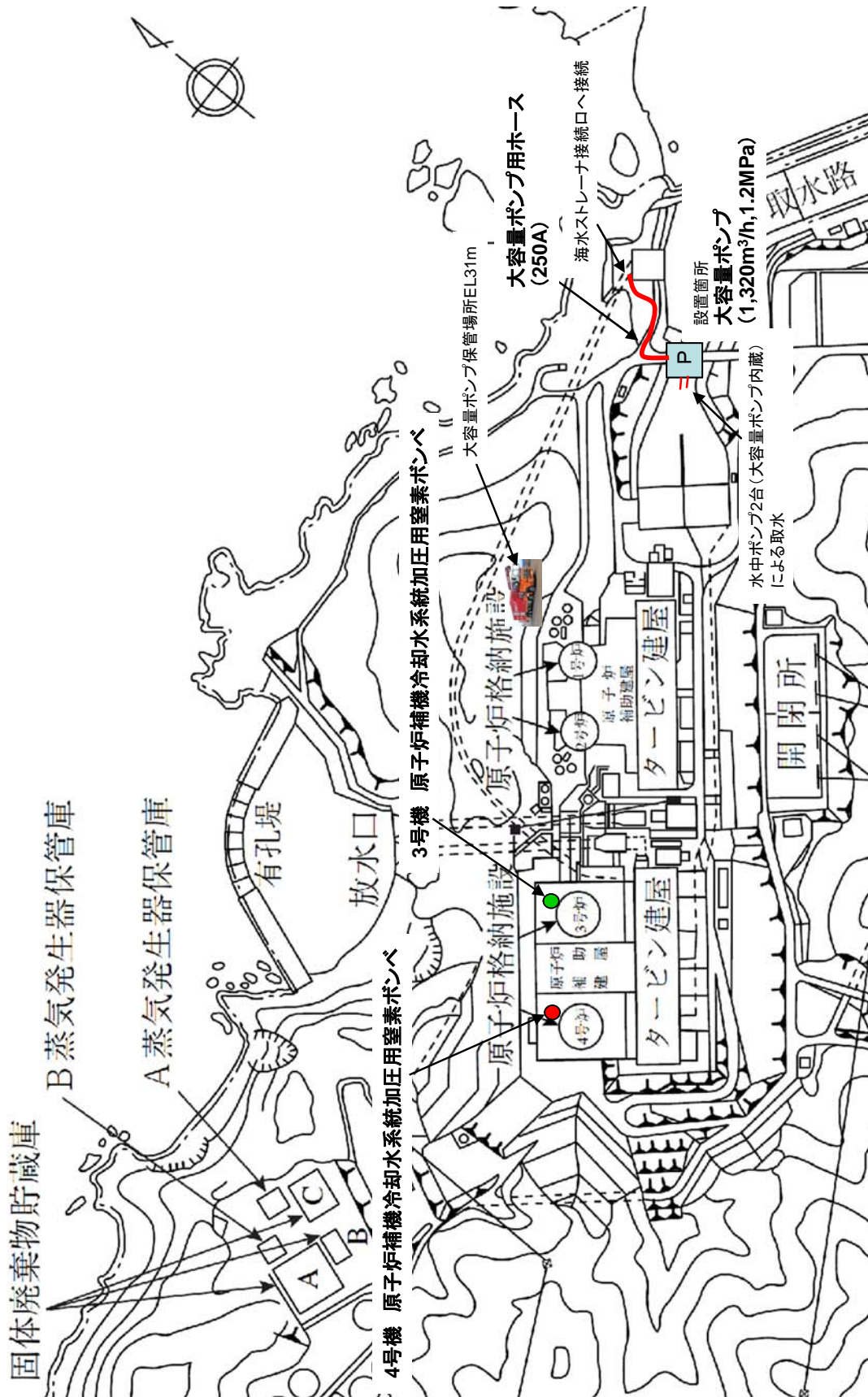


(窒素ポンベによる原子炉補機冷却水サージタンクの加圧)





3. 概略配置図



## 格納容器内雰囲気冷却・減圧・放射性物質低減対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 恒設代替低圧注水ポンプ

型 式	うず巻式
台 数	1 (1 ユニット当たり)
容 量	約 150m <sup>3</sup> /h
揚 程	約 150m
最高使用圧力	約 1.55MPa
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼

## (容量)

- ・恒設代替低圧注水ポンプは、想定する B-DBA 時に格納容器にスプレーして格納容器損傷を防止するために使用するものであり、格納容器内の雰囲気温度・圧力が上昇し、格納容器が破損に至るモードにおいて格納容器損傷を防止するために必要な流量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・耐震性を有した E. L. +33.6m の使用済燃料ピットエリアに配備していることから、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件及び荷重条件下において、炉心に注水することが可能である。

## (操作性)

- ・恒設代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要しないことから確実な操作が可能である。

## (多様性)

- ・恒設代替低圧注水ポンプは、使用済燃料ピットエリアに配備することから設計基準事故対処設備である余熱除去系統と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

## (悪影響防止)

- ・格納容器スプレー系と余熱除去系のタイライン部につながる消火水系統の二重隔離弁の上流部に接続されるため、他の設備に対して悪影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・地震発生時においても転倒しない設計を行うこととしており、実力 S クラスの耐震性を確保する。また、E. L. +33.6m の使用済燃料ピットエリアに配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

## (現場の作業環境)

- ・操作する設備については、建屋内の高放射線エリアに配置しないこととすることにより操作可能である。また、炉心損傷前から使用準備を開始することにより想定する B-DBA 時における配備、運転など必要な作業は、実施可能である。

## (共用の禁止)

- ・3,4 号機で各 1 台ずつ配備しているため、2 基以上の原子炉施設間で共用していない。

## (2) 可搬式代替低圧注水ポンプ

型 式	うず巻式
台 数	6 (2 台/ユニット、予備 2 台)
容 量	約 150m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
揚 程	約 150m
最高使用圧力	約 1.55MPa
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼

## (容量)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプは、想定する B-DBA 時に格納容器にスプレイして格納容器損傷を防止するために使用するものであり、格納容器内の雰囲気温度・圧力が上昇し、格納容器が破損に至るモードにおいて格納容器損傷を防止するために必要な流量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件及び荷重条件下において、炉心に注水することが可能である。

## (操作性)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要せず、ポンプと系統との接続方法も容易なカップラ接続で行うことから確実な操作が可能である。

## (多様性)

- ・可搬式ポンプであり、設計基準事故対処設備である余熱除去系統と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

## (悪影響防止)

- ・格納容器スプレイ系と余熱除去系のタイライン部につながる消火水系統

の二重隔離弁の上流部に接続するとともに、必要時に接続することとしているために、他の設備に対して悪影響はない。

(確実な接続)

- ・ポンプの接続方法としてカップラ接続を用いていることから、容易に接続可能であり、2箇所設けた接続口にも同様の接続方法を採用している。また、これら接続口は、位置的分散を図ることで共通要因により機能喪失することはない。

(耐震性・耐津波性等)

- ・接続口から先の建屋内配管については、実力 S クラスの耐震性を有する設計を行う。また、E. L. +33m の高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(保管場所)

- ・保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

(現場の作業環境)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプは移動式であり、位置的分散した接続口が 2 箇所あることから環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

(3) 仮設組立式水槽

基 数	3 (2 ユニット)
容 量	約 5m <sup>3</sup>
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼、布入り塩化ビニールシート

(容量)

- ・仮設組立式水槽は可搬式代替低圧注水ポンプの吸込み口のバッファタンクとして使用するものとして 2.5m<sup>3</sup> 以上 (1 分間当たり容量) を貯めることのできる容量と評価しており、5m<sup>3</sup> を配備している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件及び荷重条件下において配備可能である。

## (操作性)

- ・ 組立式で補強布入り塩化ビニールシートを張る簡単な構造であるため、想定する設計基準事故を超える事故時の環境下においても確実な組立が可能である。

## (多様性)

- ・ 仮設組立式水槽であり、設計基準対応設備である格納容器スプレイ設備等とは異なるため、共通要因により機能喪失することがない。

## (悪影響防止)

- ・ 平時は、注入系統と分離され別保管されており、他設備への影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・ 高さが 0.8m と低く安定性のある水槽で横置きしていることから、地震発生時においても転倒しない。また、E. L. +33m の高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

## (保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

## (現場の作業環境)

- ・ 仮設組立式水槽は移動式であり、環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

## (アクセスルートの確保)

- ・ 仮設組立式水槽の保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

## (4) 消防ポンプ

型 式	片吸込 1 段タービンポンプ
台 数	16 (1 ユニットあたり)
容 量	約 36~67m <sup>3</sup> /h
吐 出 程	約 0.8MPa~1.0MPa

## (容量)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプ用消防ポンプを 4 台並列および 4 台直列で使

用することで、低圧注水に必要な約 150m<sup>3</sup>/h を十分に上回る流量を有している。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外の配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、必要な機能を果たすことができる。

(悪影響防止)

- ・ 消防ポンプは、通常時、地震・津波の影響を受けないトンネル内に配備されており、他設備への影響はない。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 補給時に補給先である仮設組立式水槽と消火ホースを接続することはないことから機能喪失することはない。なお、消防ポンプは重心が低く、地震発生時においても転倒し難く、機能は確保されると考える。また、屋外の高台に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象で機能喪失しないよう配慮している。

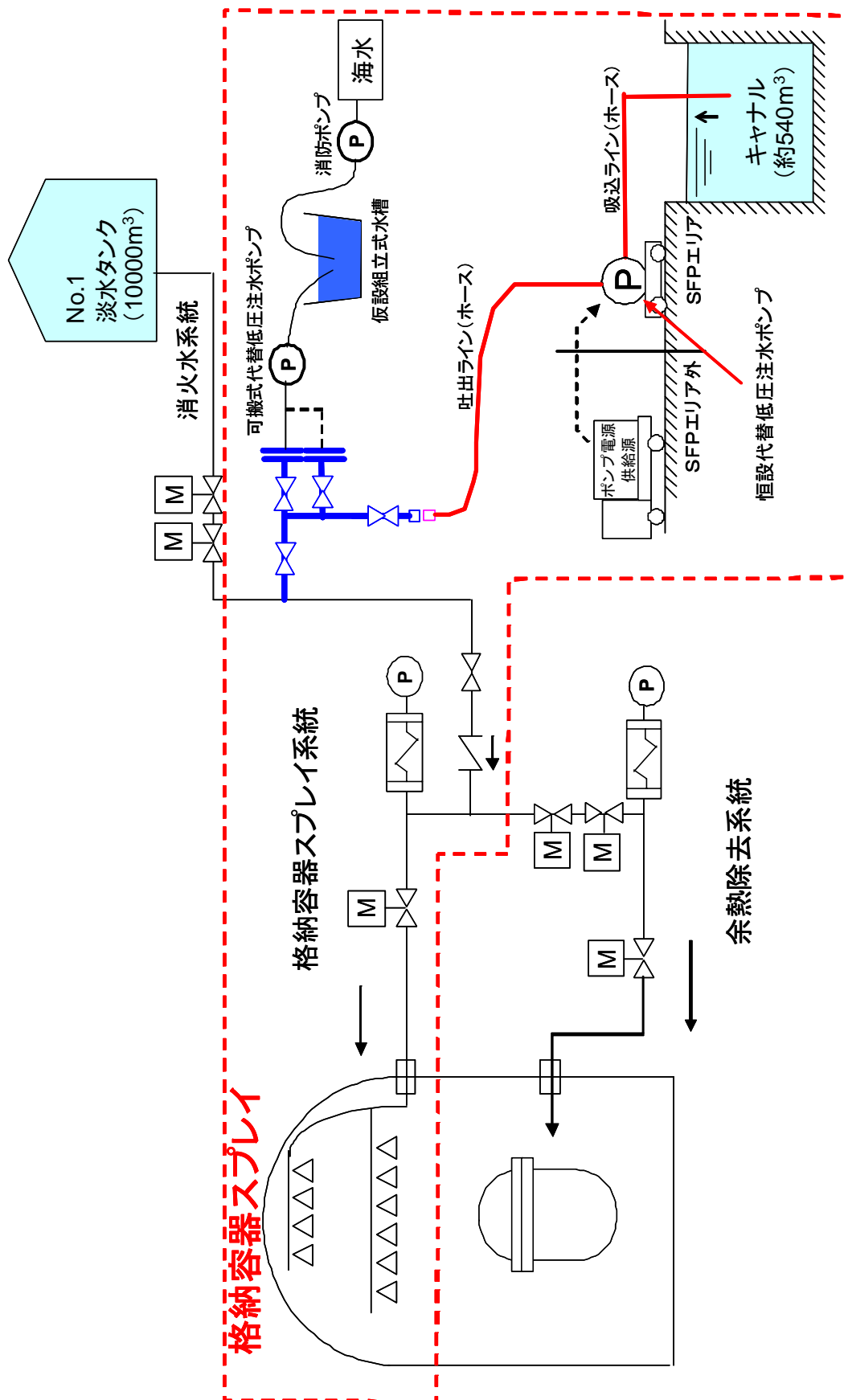
(現場の作業環境)

- ・ 炉心損傷防止のために使用するものであり、想定するB-DBA時に高線量下での作業とはならないため、配備など必要な作業は、支障なく実施可能である。

(アクセスルートの確保)

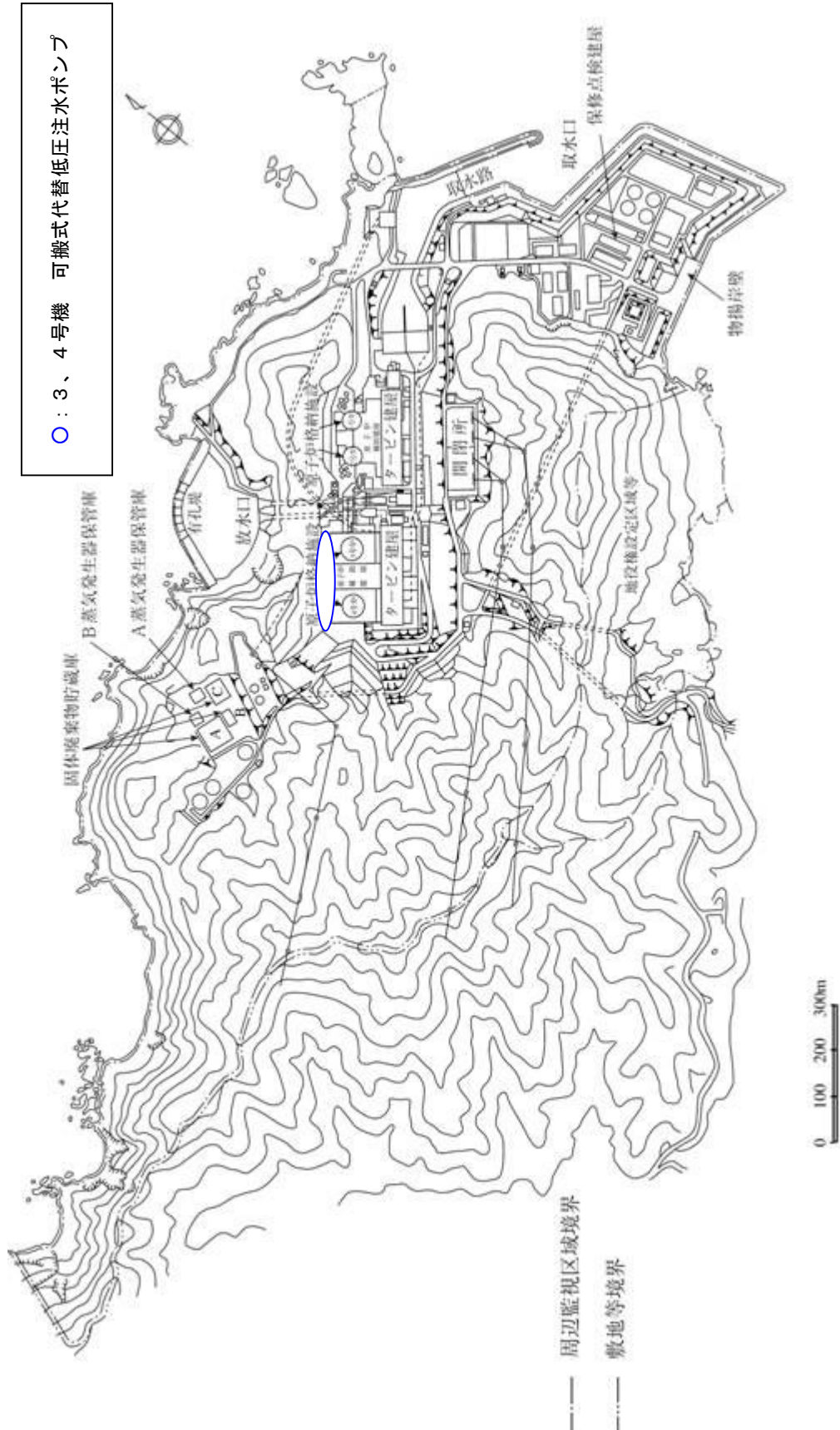
- ・ 消防ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

2. 概略系統図

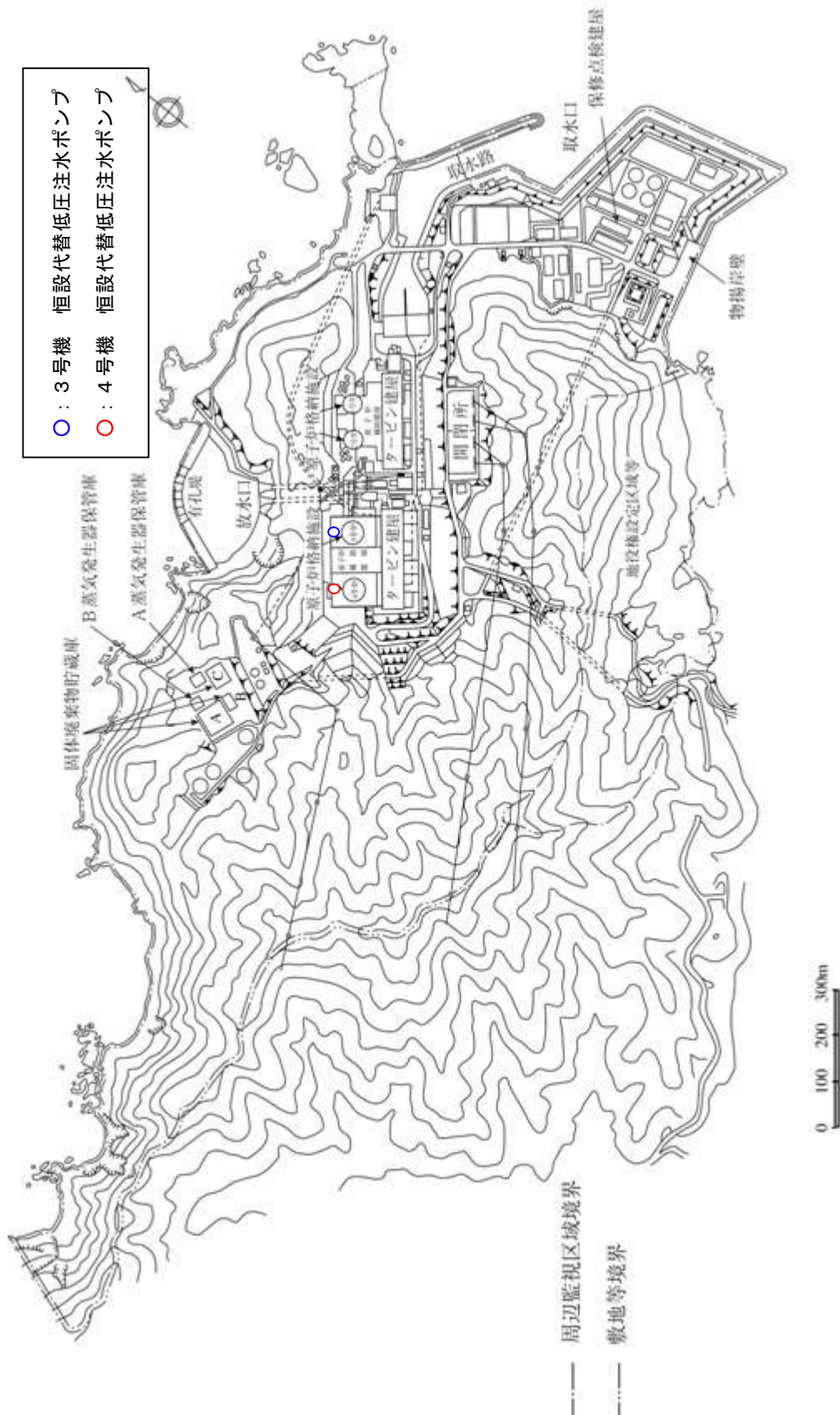


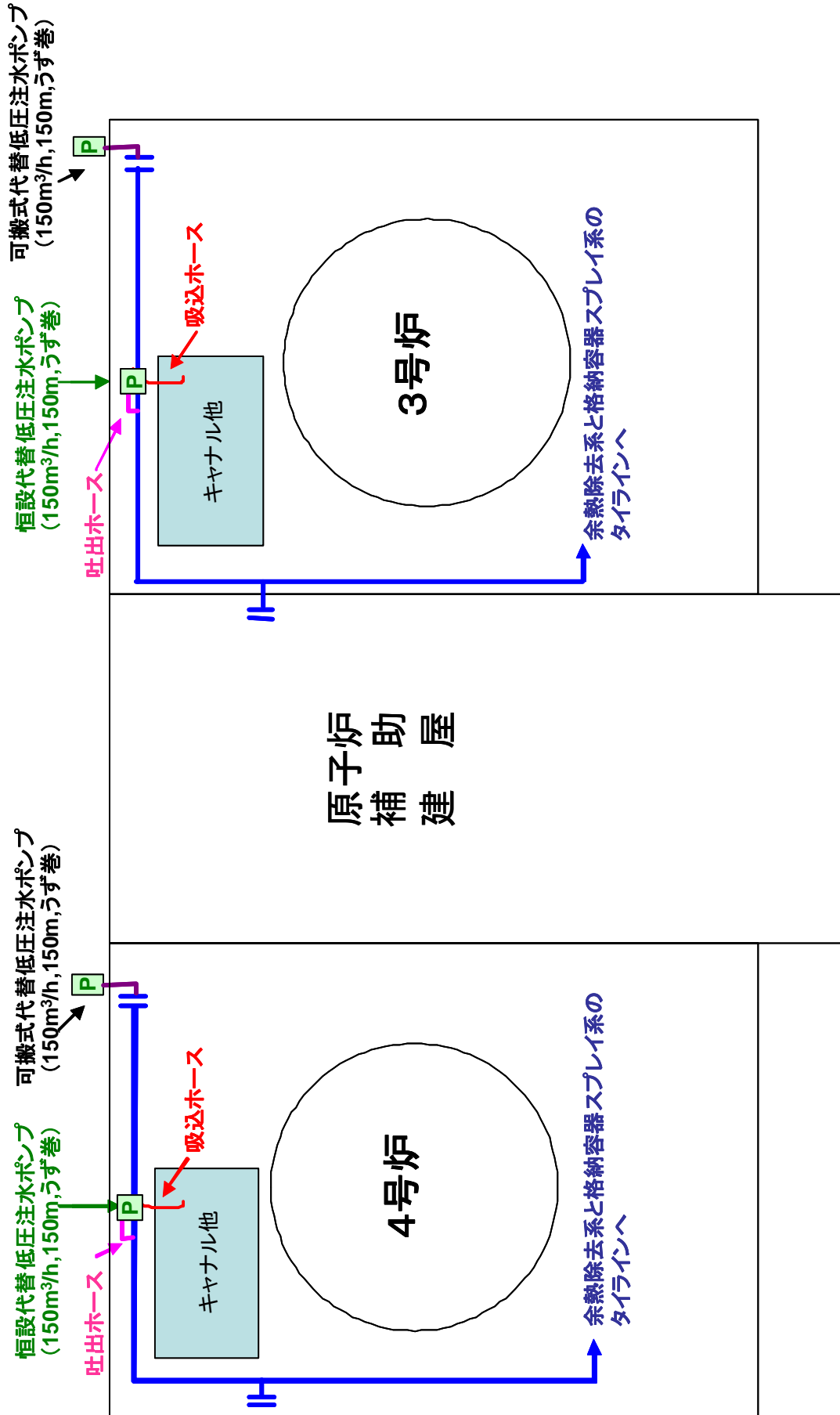
3. 概略配置図

(1) 可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、給水経路

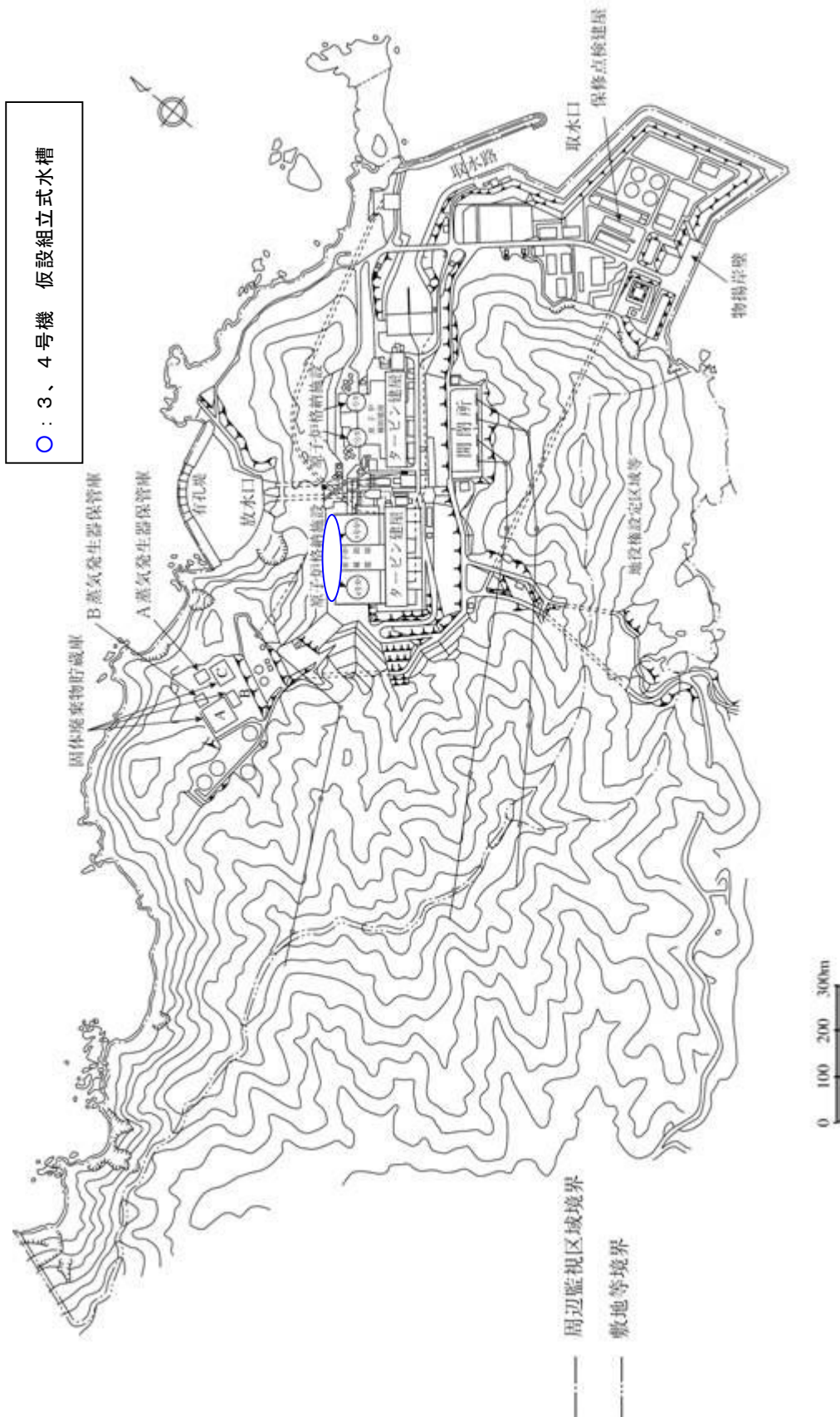




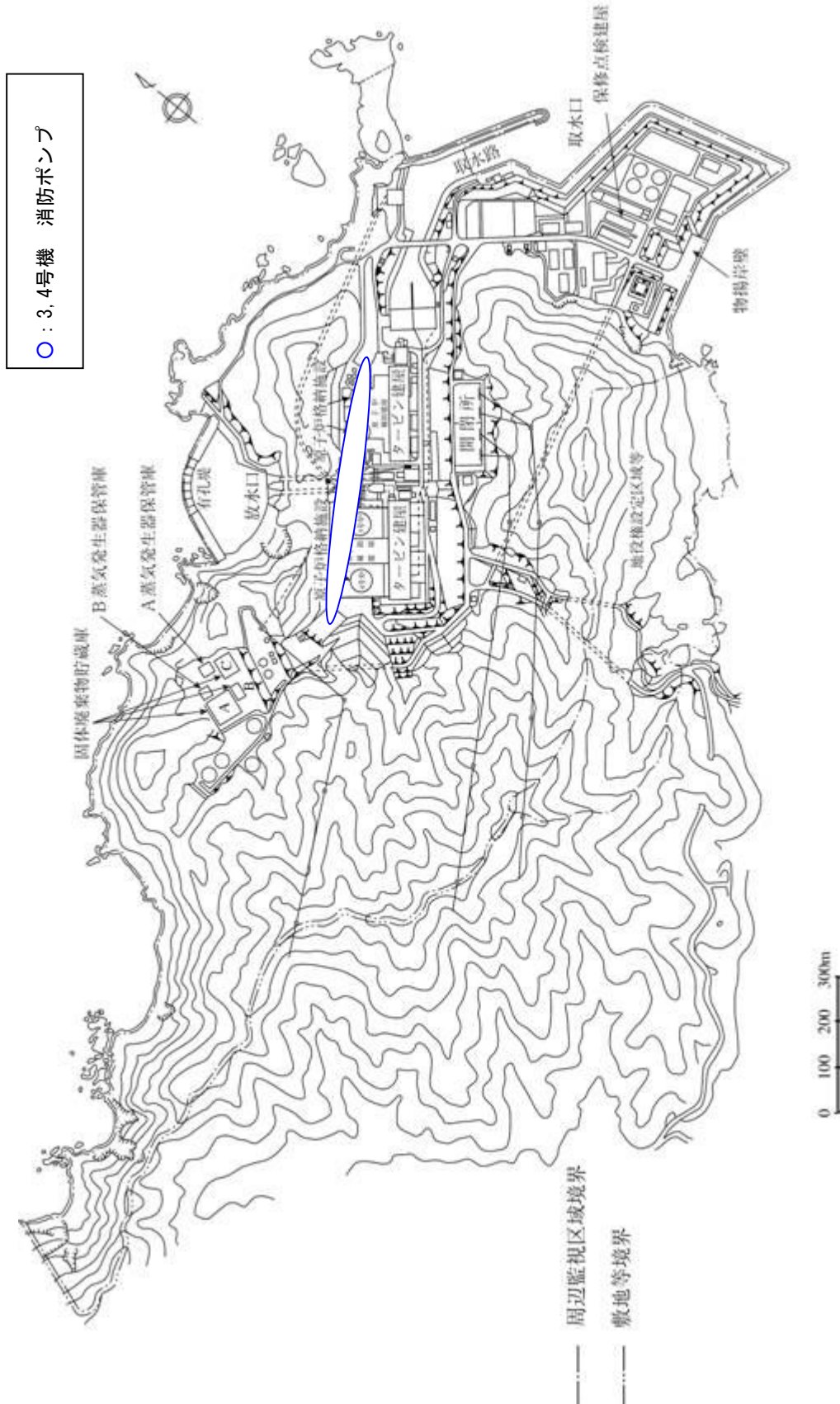




(2) 仮設組立水槽



(3) 消防ポンプ



## 格納容器の過圧破損防止対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 大容量ポンプ

型 式	ディーゼルエンジン駆動ポンプ
台 数	1 (大飯 1, 2, 3, 4 号機共用)
容 量	約 1, 320m <sup>3</sup> /h
吐 出 圧	約 1.2MPa
最高使用温度	常温で使用

## (容量)

- ・ 大容量ポンプは、想定するB-DBA時に原子炉補機冷却海水系から原子炉補機冷却水系を通じて、格納容器再循環ユニットに直接海水を通水し、格納容器内自然対流冷却によって格納容器気相部からの熱除去を行い、格納容器過圧破損を防止する。このため、格納容器再循環ユニット2台に対し定格流量(約141m<sup>3</sup>/h×2)の冷却水を供給することができる容量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、海水を取水することが可能である。

## (操作性)

- ・ 最終ヒートシンク喪失後直ちに必要となる設備ではなく、一定時間経過後に操作要員を確保した上で使用するため、操作性に問題はない。

## (多様性)

- ・ ディーゼルエンジン駆動であり、設計基準対応設備である海水ポンプ(電動)、原子炉補機冷却水ポンプ(電動)とは駆動方式が異なるため、全交流電源喪失により機能喪失することがなく、多様性を確保している。

## (悪影響防止)

- ・ 本設備は、設計基準事故対応設備である海水ポンプおよび原子炉補機冷却水ポンプの機能喪失時に、原子炉補機冷却海水系統および原子炉補機冷却水系統に接続することから、それぞれの系統に対して悪影響をおよぼすことはない。

- ・ また、屋外に保管されており、地震が発生した場合にも他の設備に対して悪影響をおよぼすことはない。

(確実な接続)

- ・ 本設備の原子炉補機冷却海水系統への接続作業に際しては、専用金具により、容易かつ確実に接続ができるようにしている。
- ・ また、原子炉補機冷却海水系統と原子炉補機冷却水系統の接続は、専用の接続金具により、容易かつ確実に接続可能である。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 接続先の海水配管は十分な耐震性を有しており、津波後に接続を行うことで、津波によって機能喪失しないように配慮している。

(保管場所)

- ・ 本設備は、E.L. +31mの高台に保管されており、外部事象の影響を受けない。また、設計基準対処設備の海水ポンプ、原子炉補機冷却水ポンプと離隔された場所に保管しており、これらの設備が同時に影響を受けることはない。

(現場の作業環境)

- ・ 大容量ポンプは移動式であり、環境に応じた場所に設置することから、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・ 屋外での使用であるため、地震、津波等によってがれきが発生した場合でも、ホイールローダー等を配備し、アクセスルートを確認することが可能である。
- ・ また、原子炉補機冷却海水系統と原子炉補機冷却水系統の接続口は、耐震性、水密性の確保された建屋内にあり、アクセスルートは確保されている。

(2) 格納容器再循環ユニット

種 類： 補機冷却水冷却コイル  
台 数： 2 (1ユニット当たり)  
熱 負 荷： 約 632,000 kcal/h (1台当たり)

(容量)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、原子炉運転中、原子炉格納容器内の機器および配管類からの放散熱を除去するために設置されている設備であ

る。格納容器再循環ユニットは、4台設置されているが、このうち2台に海水を冷却水として供給が可能である。

- ・ 著しい炉心損傷を伴う想定するB-DBA時に、格納容器再循環ユニットに冷却水を通水することにより、格納容器内の蒸気を凝縮させ、格納容器雰囲気冷却を行い、格納容器過圧破損を防止するために必要な容量を有している。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、格納容器内に設置されているが、金属製の熱交換器であり、想定するB-DBA時にも必要な機能を果たすことができると考えられる。

(操作性)

- ・ 著しい炉心損傷後の格納容器過圧破損防止のための、格納容器再循環ユニットへの海水通水操作は、最終ヒートシンク喪失後直ちに必要となる設備ではなく、一定時間経過後に操作要員を確保した上で使用するため、操作性に問題はない。

(多様性)

- ・ 格納容器再循環ユニットに大容量ポンプから直接海水を供給するため、格納容器減圧のための設計基準対処設備である格納容器スプレイシステムと多様性が図られている。

(悪影響防止)

- ・ 事故時には、通常運転時の機能は必要ないことから悪影響はない。

(切り替えの容易性)

- ・ 冷却水の通水システムは、本来の用途で使用する場合と大きな相違はなく、容易に切り替えが可能である。

(耐震性・耐津波性)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、設計基準地震動に対し機能を確保できると考えられる。また、格納容器内に設置されており、津波に対する頑健性も確保されている。

(現場の作業環境)

- ・ 格納容器再循環ユニットを使用するための弁操作等は、遮へい等を考慮した原子炉建屋内での作業であり、また冷却水の通水を開始すれば、現場にて継続して作業を行う必要はなく、被ばく線量の低減が図られる。

(アクセスルートの確保)

- ・ 弁操作等は、耐震性の確保された原子炉建屋内で実施でき、アクセスルートは確保されている。

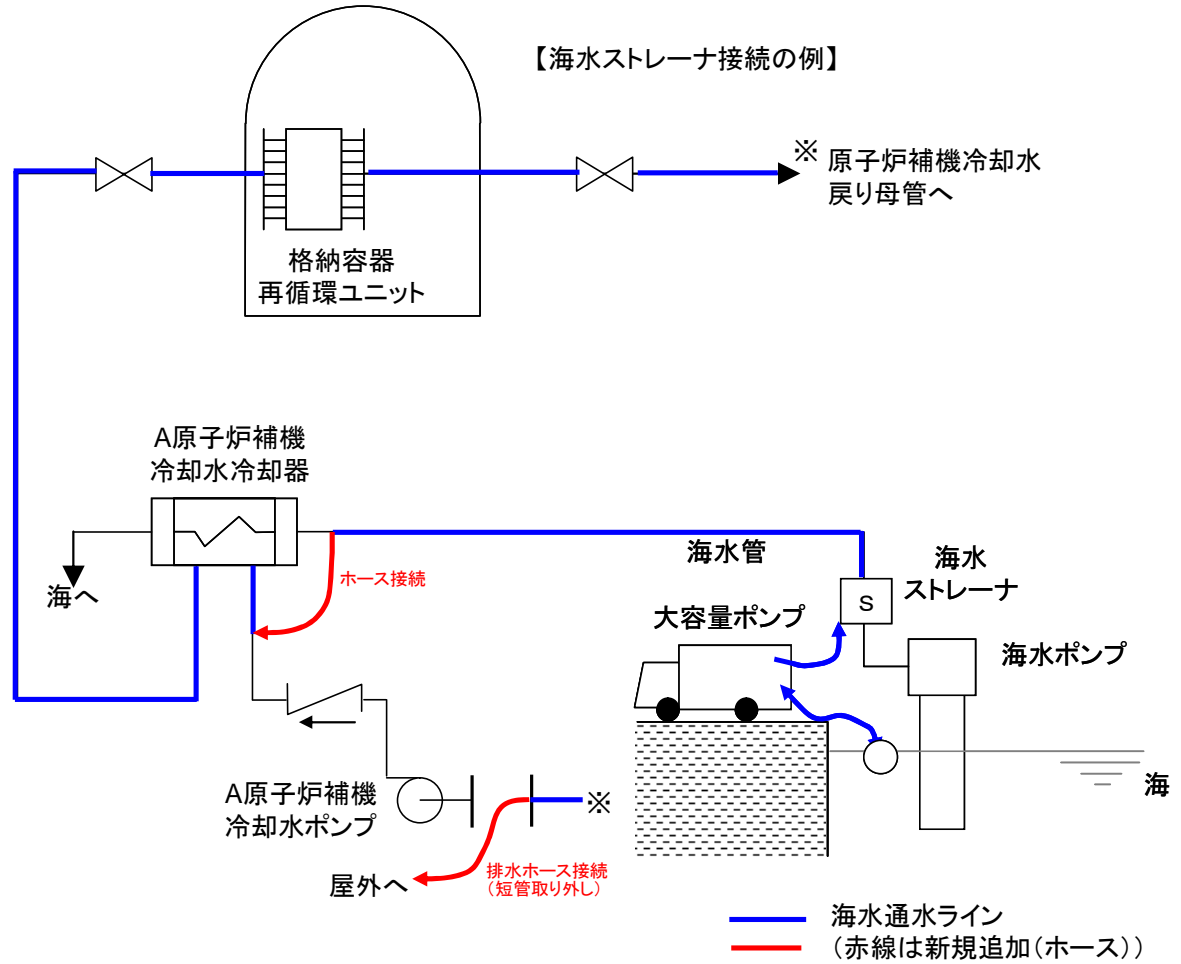
(共用の禁止)

- ・ 格納容器再循環ユニットは、複数号機で共用していない。



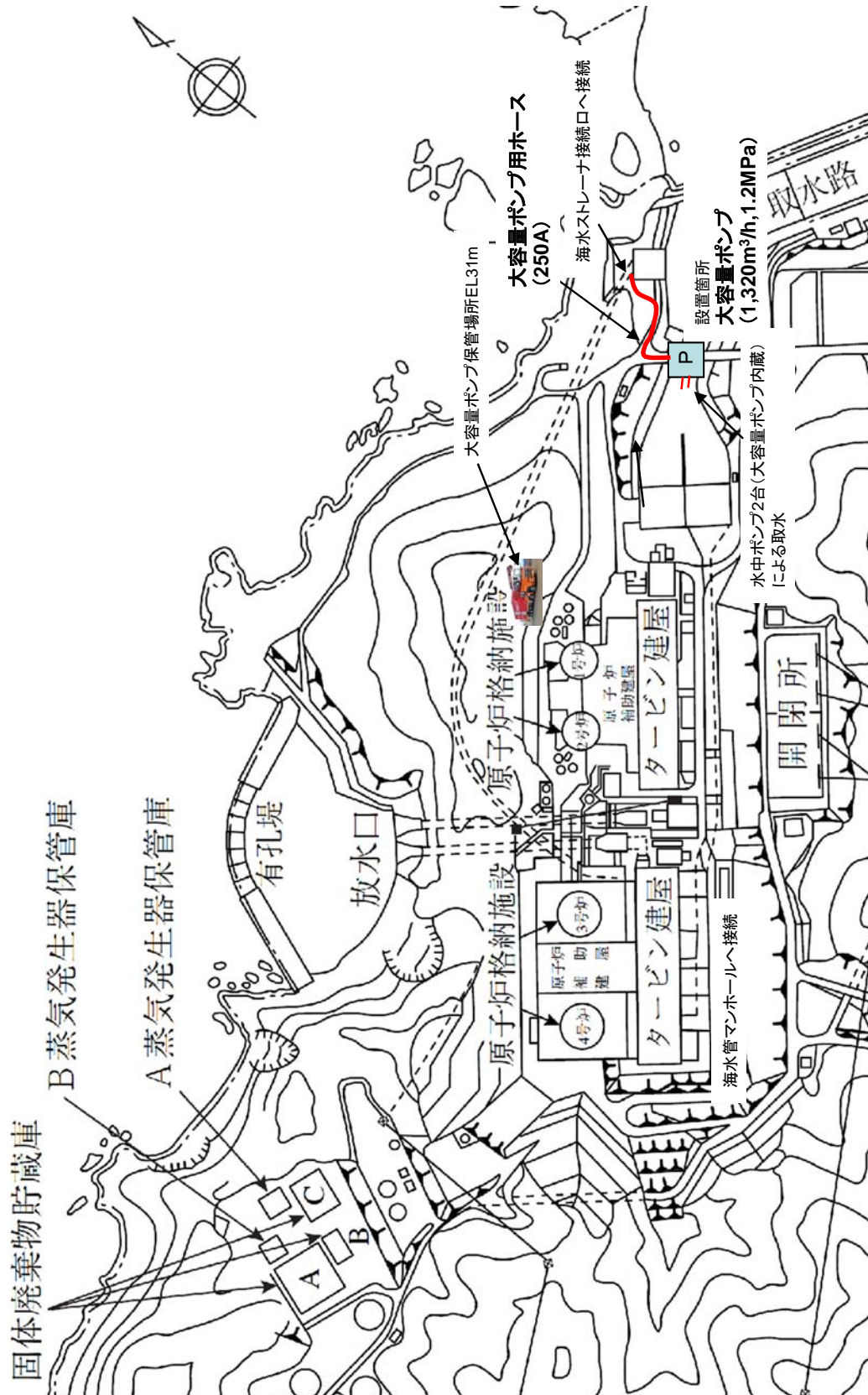
2. 概略系統図

(1) 大容量ポンプによる格納容器再循環ユニットへの海水通水



3. 概略配置図

(1) 大容量ポンプ



## 格納容器下部に落下した熔融炉心の冷却対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 恒設代替低圧注水ポンプ

型 式	うず巻式
台 数	1 (1 ユニット当たり)
容 量	約 150m <sup>3</sup> /h
揚 程	約 150m
最高使用圧力	約 1.55MPa
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼

## (容量)

- ・恒設代替低圧注水ポンプは、想定する B-DBA 時に格納容器に注水して格納容器損傷を防止するために使用するものであり、格納容器下部に落下した熔融炉心を冷却 (MCCI および熔融炉心の拡がりを抑制) するために必要な流量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・耐震性を有した E. L. +33.6m の使用済燃料ピットエリアに配備していることから、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、炉心に注水することが可能である。

## (操作性)

- ・恒設代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要しないことから確実な操作が可能である。

## (多様性)

- ・恒設代替低圧注水ポンプは、使用済燃料ピットエリアに配備することから設計基準事故対処設備である余熱除去系統と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

## (悪影響防止)

- ・格納容器スプレイ系と余熱除去系のタイライン部につながる消火水系統の二重隔離弁の上流部に接続されるため、他の設備に対して悪影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・地震発生時においても転倒しないことを評価しており、実力 S クラスの耐震性を確保している。また、E. L. +33.6m の使用済燃料ピットエリアに

配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(現場の作業環境)

- ・操作する設備については、建屋内の高放射線エリアに配置しないこととすることにより、操作可能である。また、炉心損傷前から使用準備を開始することで、B-DBA 時における配備、運転など必要な作業は、実施可能である。

(共用の禁止)

- ・3, 4 号機で各 1 台ずつ配備しているため、2 基以上の原子炉施設間で共用していない。

## (2) 可搬式代替低圧注水ポンプ

型 式	うず巻式
台 数	6 (2 台/ユニット、予備 2 台)
容 量	約 150m <sup>3</sup> /h (1 台当たり)
揚 程	約 150m
最高使用圧力	約 1.55MPa
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼

(容量)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプは、想定する B-DBA 時に格納容器に注水して格納容器損傷を防止するために使用するものであり、格納容器下部に落下した溶融炉心を冷却 (MCCI および溶融炉心の拡がり抑制) するために必要な流量を有している。

(環境条件および荷重条件)

- ・建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、炉心に注水することが可能である。

(操作性)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要せず、ポンプと系統との接続方法も容易なカップラ接続を行うことから確実な操作が可能である。

(多様性)

- ・可搬式ポンプであり、設計基準事故対処設備である余熱除去系統と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

## (悪影響防止)

- ・格納容器スプレイ系と余熱除去系のタイライン部につながる消火水系統の二重隔離弁の上流部に接続するとともに、必要時に接続することとしているために、他の設備に対して悪影響はない。

## (確実な接続)

- ・ポンプの接続方法としてカプラ接続を用いていることから、容易に接続可能であり、2箇所設けた接続口にも同様の接続方法を採用している。また、これら接続口は、位置的分散を図ることで共通要因により機能喪失することはない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・接続口から先の建屋内配管については、実力 S クラスの耐震性を確保している。また、E. L. +33m の高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

## (保管場所)

- ・保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

## (現場の作業環境)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプは移動式であり、位置的分散した接続口が 2 箇所あることから環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

## (アクセスルートの確保)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

## (3) 仮設組立式水槽

基 数	3 (2 ユニット)
容 量	約 5m <sup>3</sup>
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼、布入り塩化ビニールシート

## (容量)

- ・仮設組立式水槽は可搬式代替低圧注水ポンプの吸込み口のバッファタンクとして使用するものとして 2.5m<sup>3</sup> 以上 (1 分間当たり容量) を貯めるこ

とのできる容量と評価しており、 $5\text{m}^3$ を配備している。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において配備可能である。

(操作性)

- ・ 組立式で補強布入り塩化ビニールシートを張る簡単な構造であるため、想定する設計基準事故を超える事故時の環境下においても確実な組立が可能である。

(多様性)

- ・ 仮設組立式水槽であり、設計基準対応設備である格納容器スプレイ設備等とは異なるため、共通要因により機能喪失することがない。

(悪影響防止)

- ・ 平時は、注入系統と分離され別保管されており、他設備への影響はない。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 高さが  $0.8\text{m}$  と低く安定性のある水槽で横置きしていることから、地震発生時においても転倒しない。また、E. L. +33m の高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より  $100\text{m}$  以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

(現場の作業環境)

- ・ 仮設組立式水槽は移動式であり、環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・ 仮設組立式水槽の保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

#### (4) 消防ポンプ

型 式	片吸込 1 段タービンポンプ
台 数	1 6 (1 ユニットあたり)
容 量	約 $36\sim 67\text{ m}^3/\text{h}$
吐 出 圧	約 $0.8\text{MPa}\sim 1.0\text{MPa}$

## (容量)

- ・可搬式代替低圧注水ポンプ用消防ポンプを 4 台並列および 4 台直列で使用することで、低圧注水に必要な約 150m<sup>3</sup>/h を十分に上回る流量を有している。

## (環境条件および荷重条件)

- ・建屋外の配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件および荷重条件下において、必要な機能を果たすことができる。

## (悪影響防止)

- ・消防ポンプは、通常時、地震・津波の影響を受けないトンネル内に配備されており、他設備への影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・補給時に補給先である仮設組立式水槽と消火ホースを接続することはないことから機能喪失することはない。なお、消防ポンプは重心が低く、地震発生時においても転倒し難く、機能は確保され则认为。また、屋外の高台に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することはない。

## (保管場所)

- ・保管場所として原子炉建屋より 100m 以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象で機能喪失しないよう配慮している。

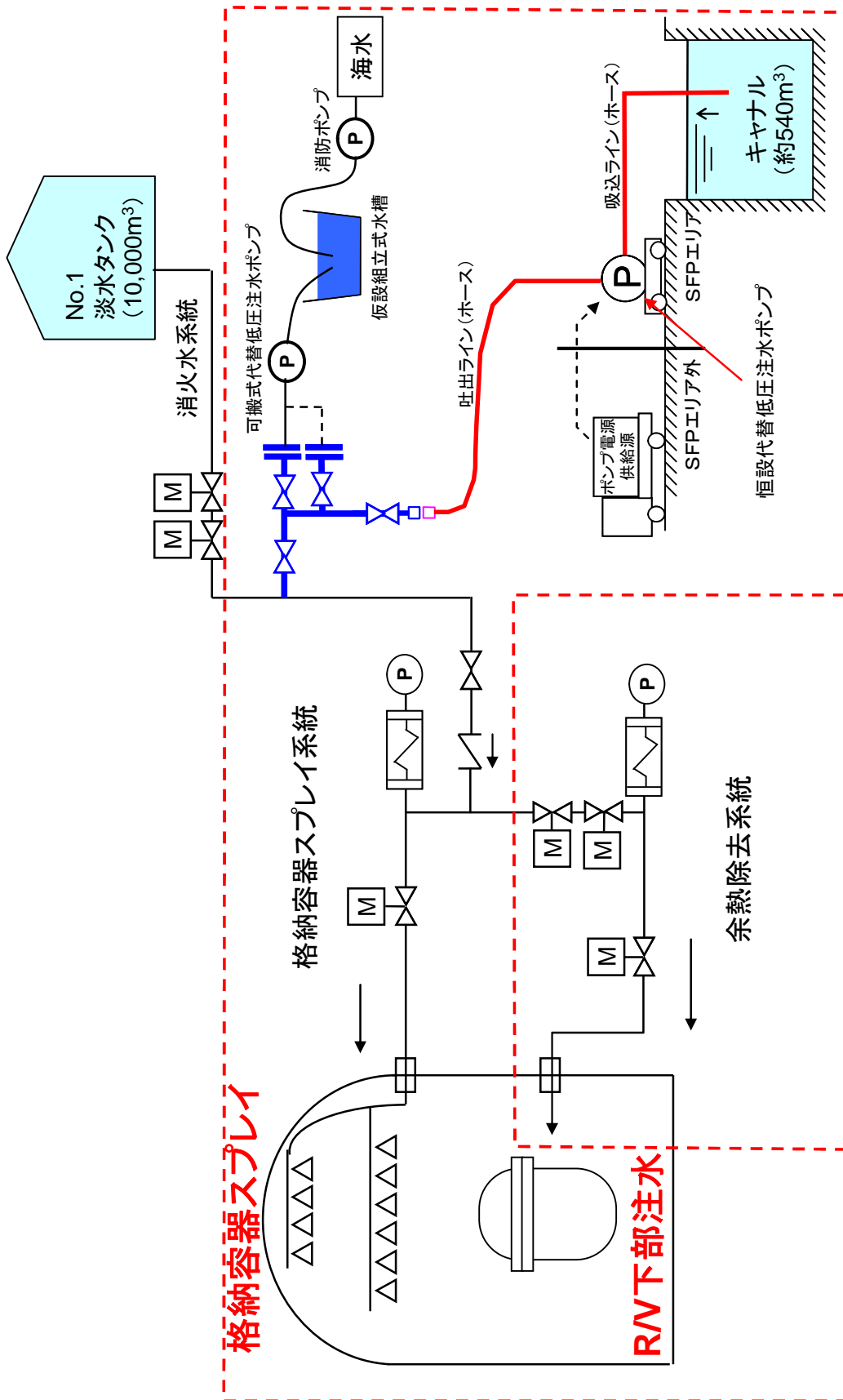
## (現場の作業環境)

- ・消防ポンプは移動式であり、環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

## (アクセスルートの確保)

- ・消防ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

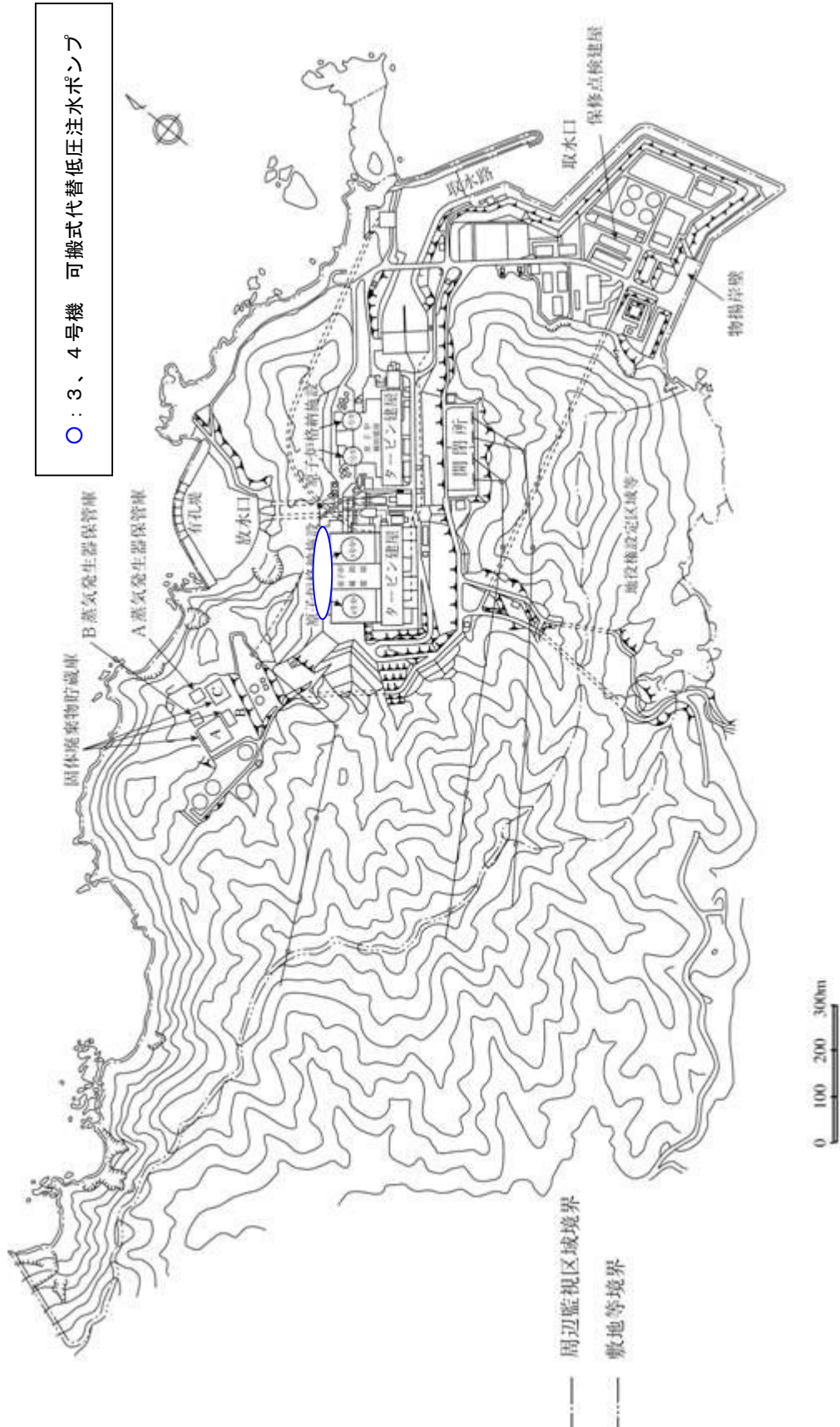
2. 概略系統図

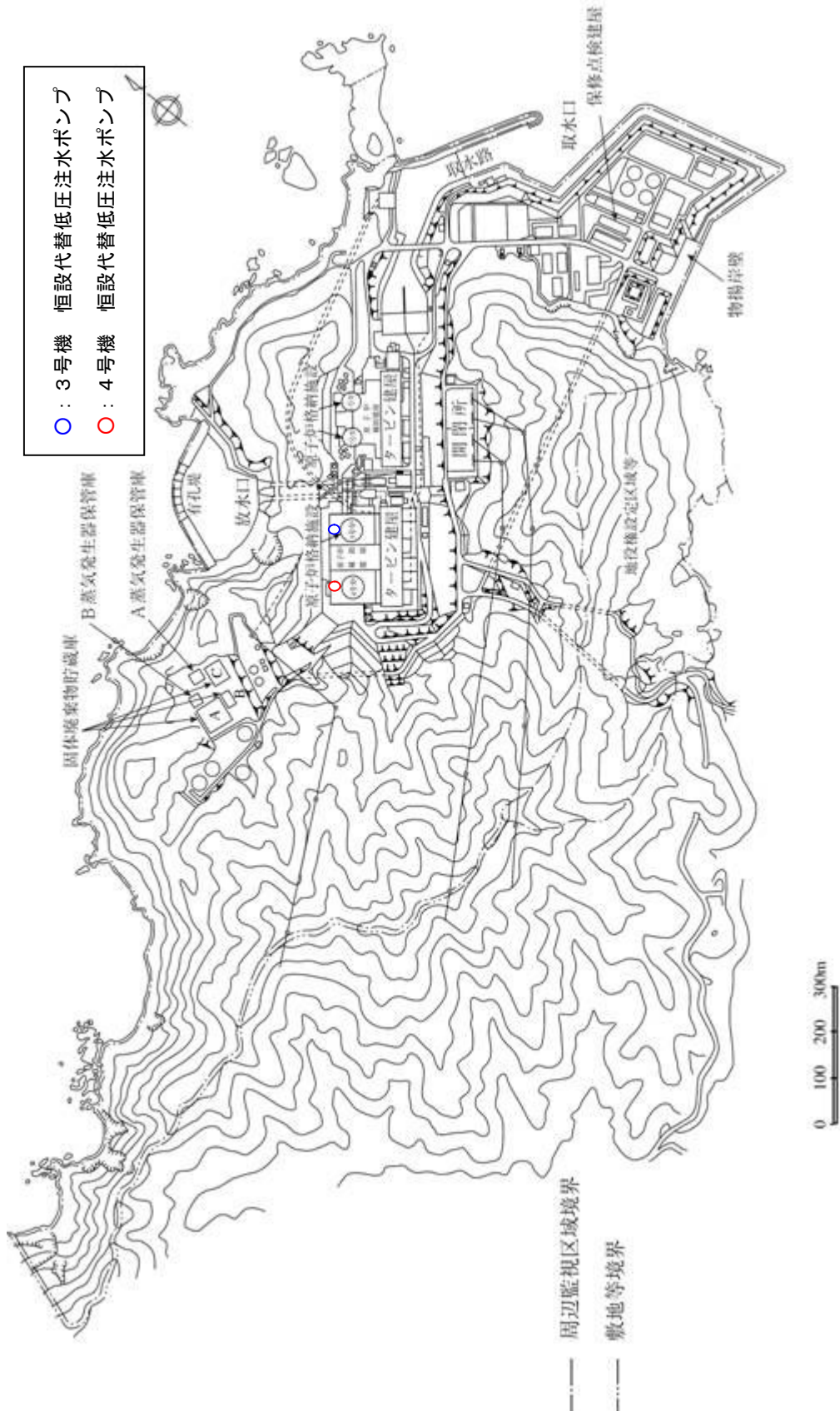


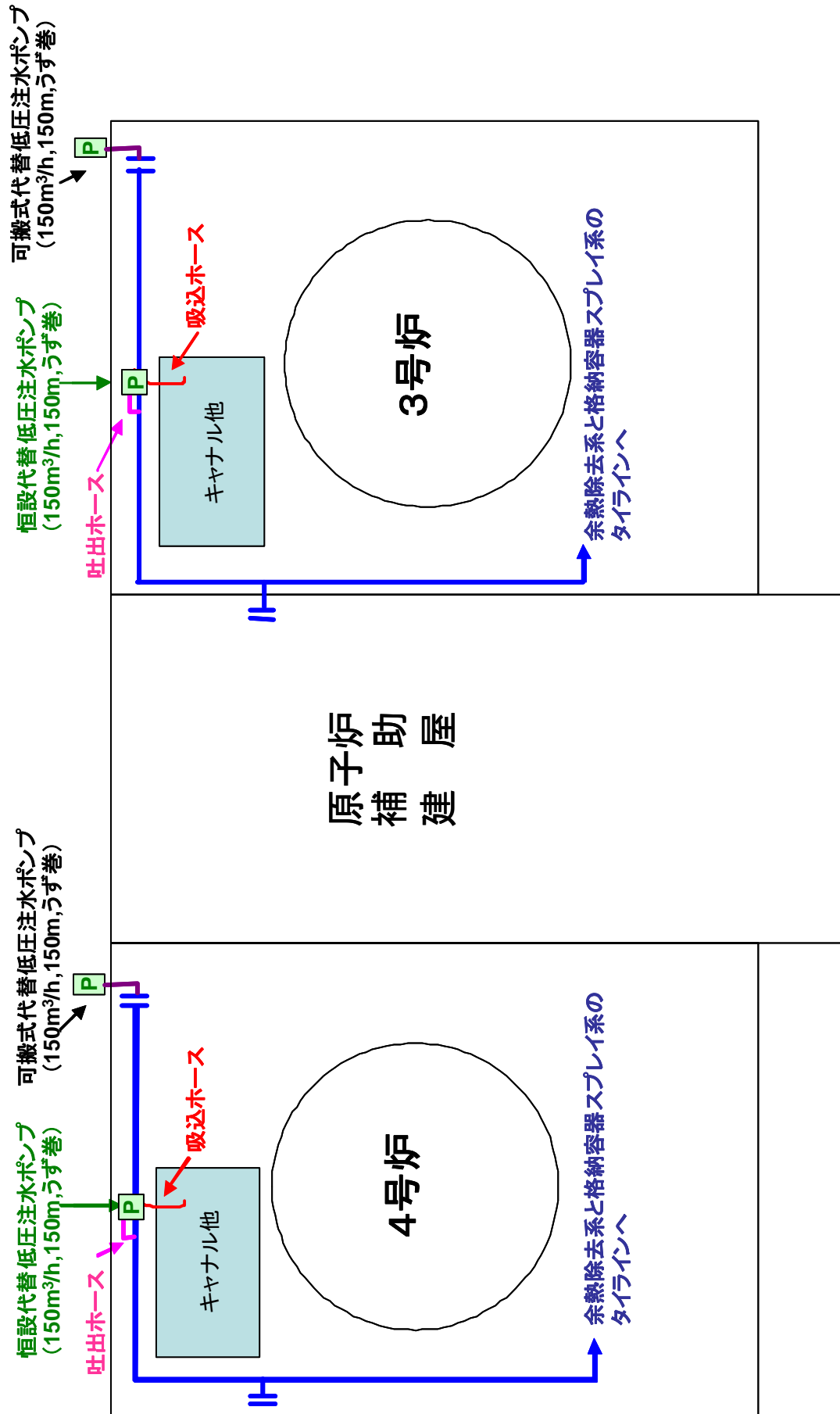


3. 概略配置図

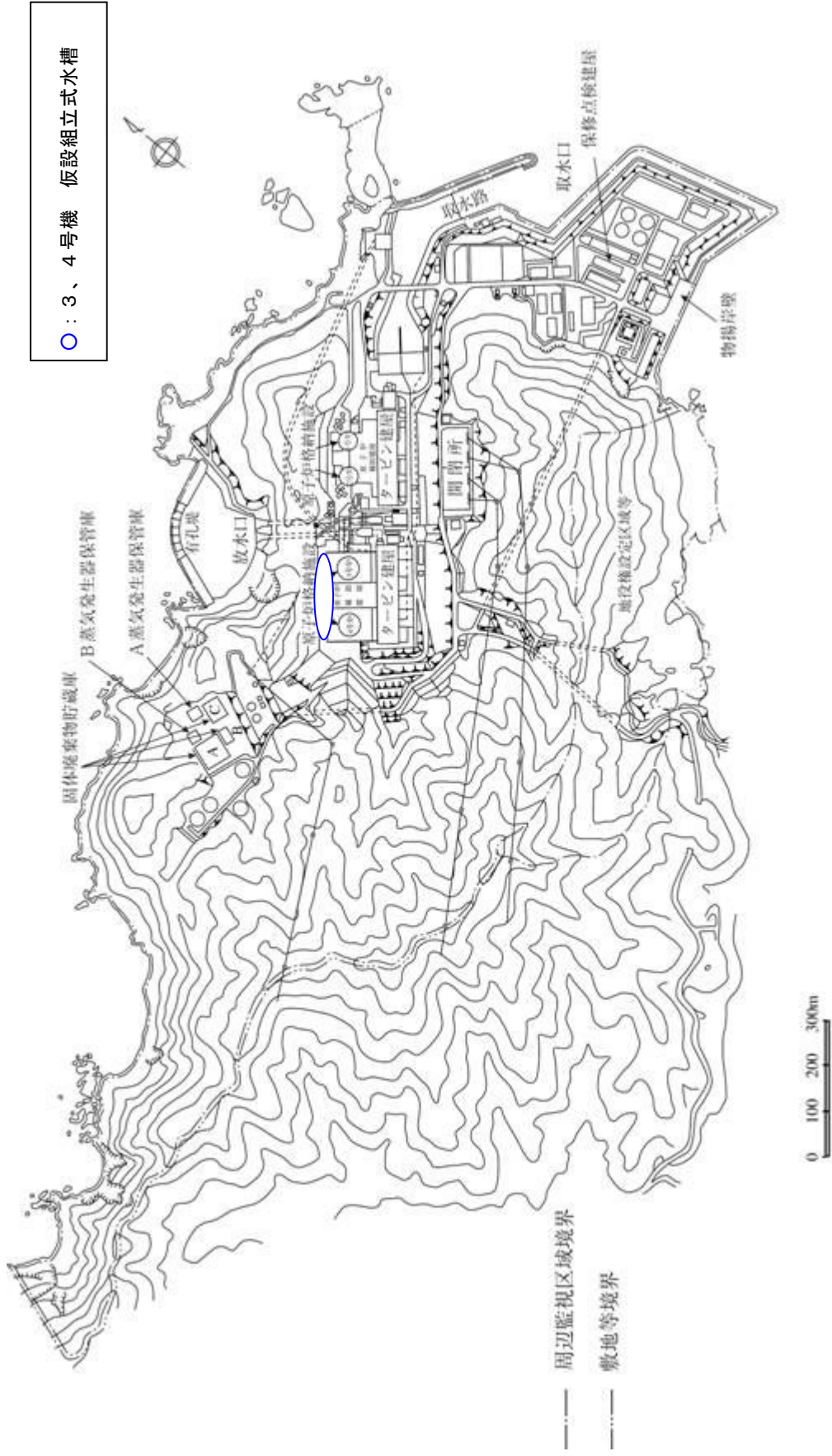
(1) 可搬式代替低圧注水ポンプ、恒設代替低圧注水ポンプ、給水経路



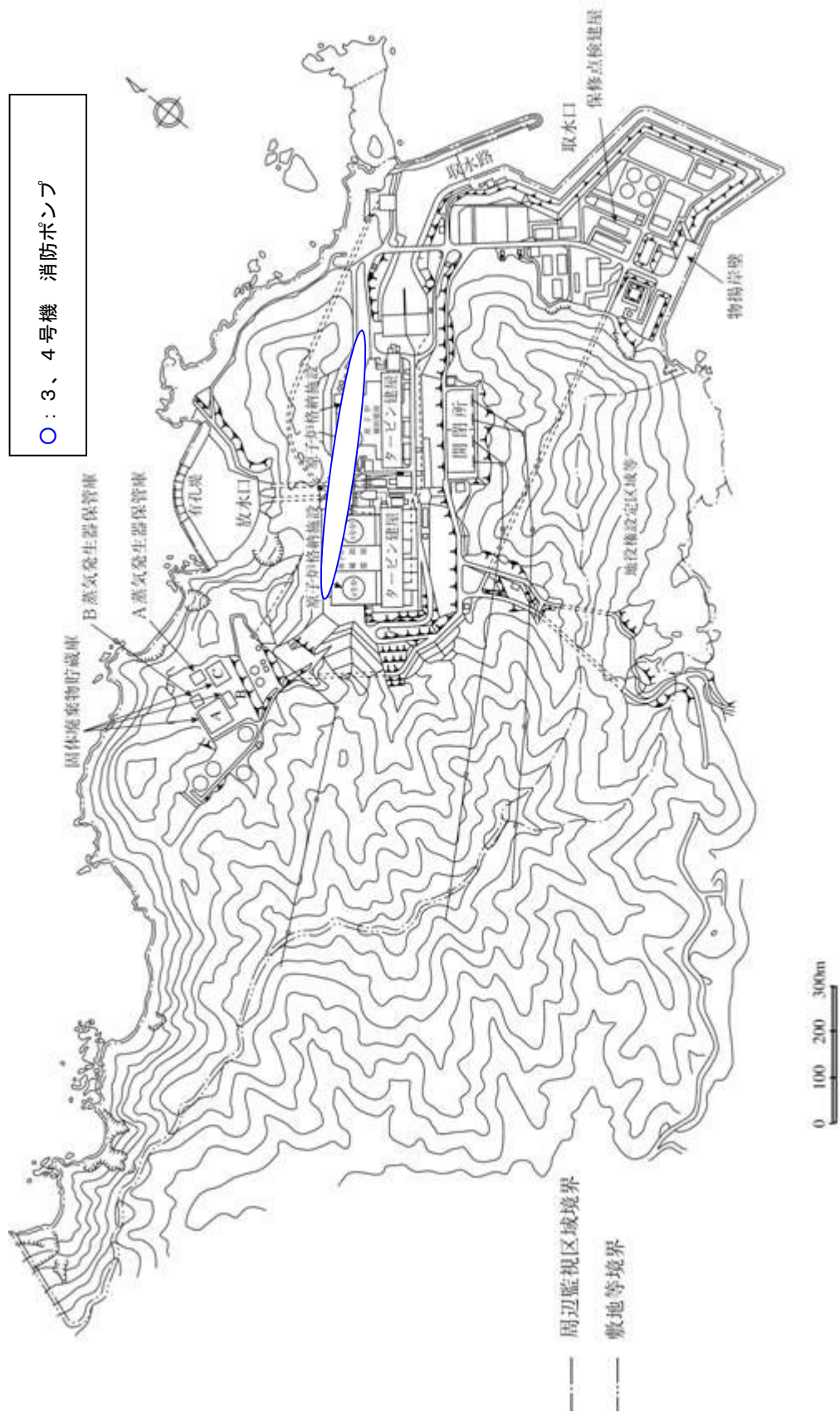




(2) 仮設組立水槽



(3) 消防ポンプ



格納容器内の水素爆発防止対策に係る説明資料

1. 設備仕様

(1) 静的触媒式水素再結合装置

処理容量	1.2kg/h (水素濃度4vol%, 圧力1.5barの時)
材料	
本体	ステンレス鋼 (SUS304相当)
触媒	白金系貴金属
主要寸法	
横幅	430mm
奥行	326mm
高さ	1,400mm
触媒プレート枚数	38枚/個
重量	約50kg
設置個数	5個
設置場所	格納容器内

(容量)

- ・ 炉心損傷時に格納容器内に発生する水素を早期に除去でき、かつ、水の放射線分解により発生する水素 (1.0kg/h 程度) を除去できるよう、1.2kg/h/個 (水素濃度 4vol%、圧力 1.5bar の時) の水素処理能力を有する静的触媒式水素再結合装置を 5 台設置している。

(荷重条件および環境条件)

- ・ 想定する B-DBA 時の格納容器内の環境条件 (温度、圧力等) においても機能喪失することはない。

(操作性)

- ・ 触媒の働きにより自動的に水素を低減させることができる静的な装置であり、操作は必要ない。

(悪影響防止)

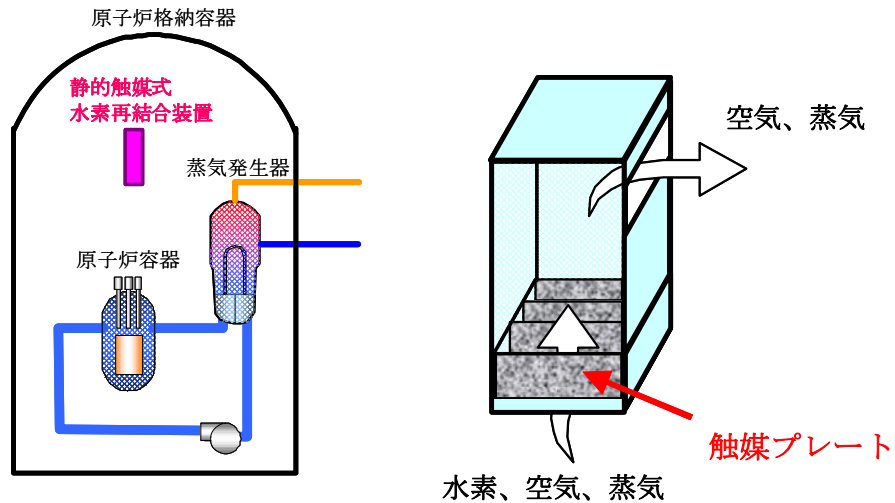
- ・ 本設備は電源等系統設備との接続はないことから、他の設備に対して影響をおよぼさない。

(耐震性・耐津波性)

- ・ 基準地震動により機能喪失しないよう据え付けている。また、格納容器内に設置していることから、津波による機能喪失の心配はない。

(共用の禁止)

- ・ 静的触媒式水素再結合装置は、複数号機で共用していない。



静的触媒式水素再結合装置

(2) 格納容器雰囲気ガス試料採取系統設備

格納容器雰囲気ガス試料圧縮装置

型	式	往復動無給油式
個	数	1
容	量	2Nm <sup>3</sup> /h

格納容器雰囲気ガス試料冷却器

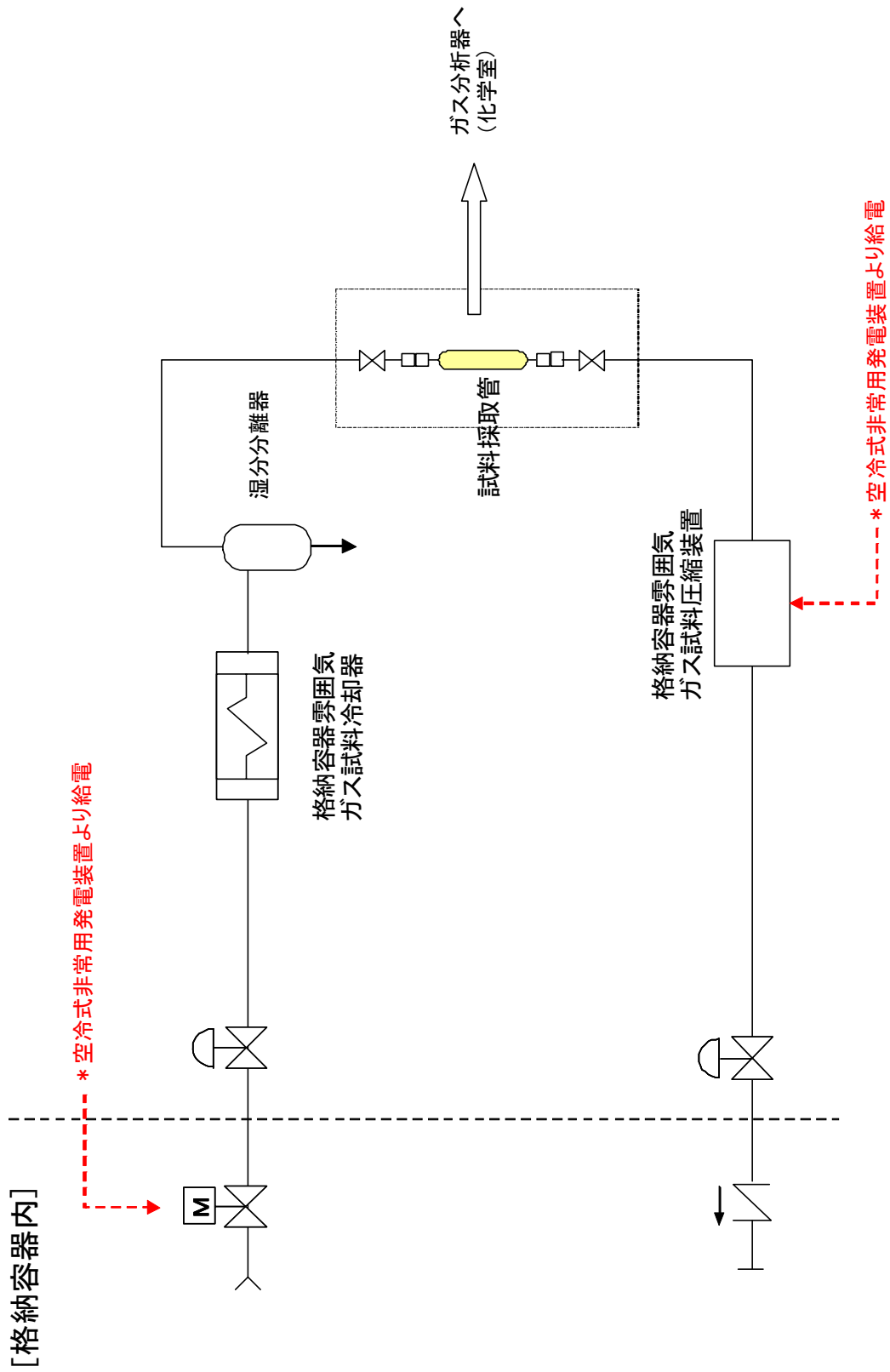
型	式	2重管式
個	数	1
容	量	1.8×10 <sup>3</sup> kcal/h
最高使用圧力		(内管) 10kg/cm <sup>2</sup> G (外管) 14kg/cm <sup>2</sup> G
最高使用温度		(内管) 144℃ (外管) 95℃
材	料	(内管) ステンレス鋼 (外管) ステンレス鋼

(3) ガス分析計

検	出	方	式	熱伝導度測定方式
計	測	範	圍	0~100vol%
個	数			1

2. 概略系統図

概略系統図 (格納容器雰囲気ガス試料採取系統)





### 3. 格納容器内の水素濃度評価

炉心損傷時の格納容器内水素濃度については、以下のとおり解析評価にて確認している。

#### (1) 解析コード

MAAP コードによる格納容器内の水素発生解析を実施

#### (2) 解析条件

事故後、短期間に水素が発生するシーケンスとして、大 LOCA+ECCS 失敗+格納容器スプレイがある場合の炉心損傷に伴う Zr-水反応による水素発生量を評価水の放射線分解により緩やかに発生する水素 (1.0kg/h 程度) は含めていない。

#### (3) 解析結果

大飯 3, 4 号機の格納容器内平均水素濃度 (実値) の解析結果を図-1 に示す。

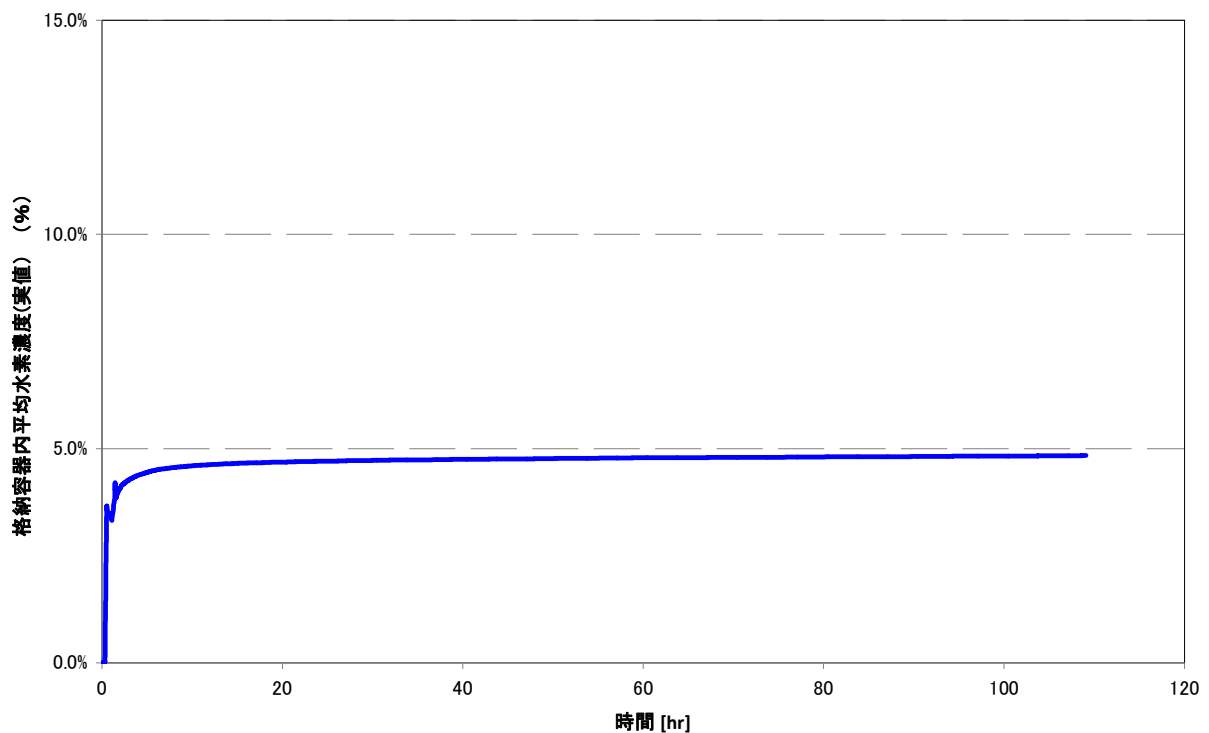


図-1 格納容器内の平均水素濃度

原子炉建屋等の水素爆発防止対策に係る説明資料

1. 設備仕様

(1) アニュラス空気浄化設備

アニュラス空気浄化フィルタユニット

型 式	電気加熱コイル、微粒子フィルタ及びよう素 フィルタ内蔵型
個 数	2
容 量	約156m <sup>3</sup> /min/個
チャコール層厚さ	約50mm
よう素除去効率	95%以上（相対湿度約80%、温度約50℃におい て）
粒子除去効率	99%以上（0.7 μ m粒子）

アニュラス空気浄化ファン

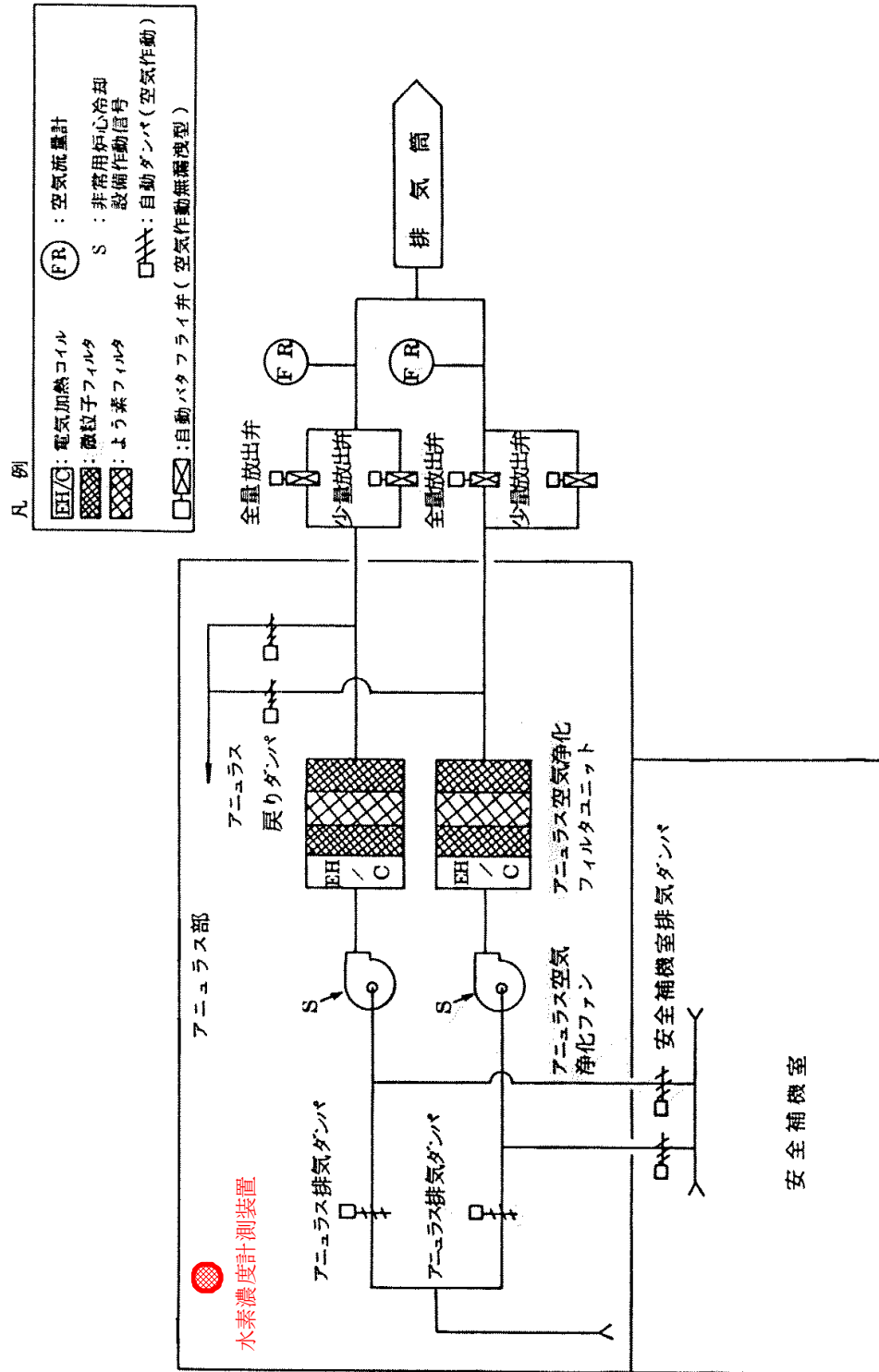
個 数	2
容 量	約156m <sup>3</sup> /min/個

(2) アニュラス内水素濃度計測装置

アニュラス内水素濃度計測装置

検 出 方 式	接触燃焼式
計 測 範 囲	0～4vol%
個 数	1

2. 概略系統図



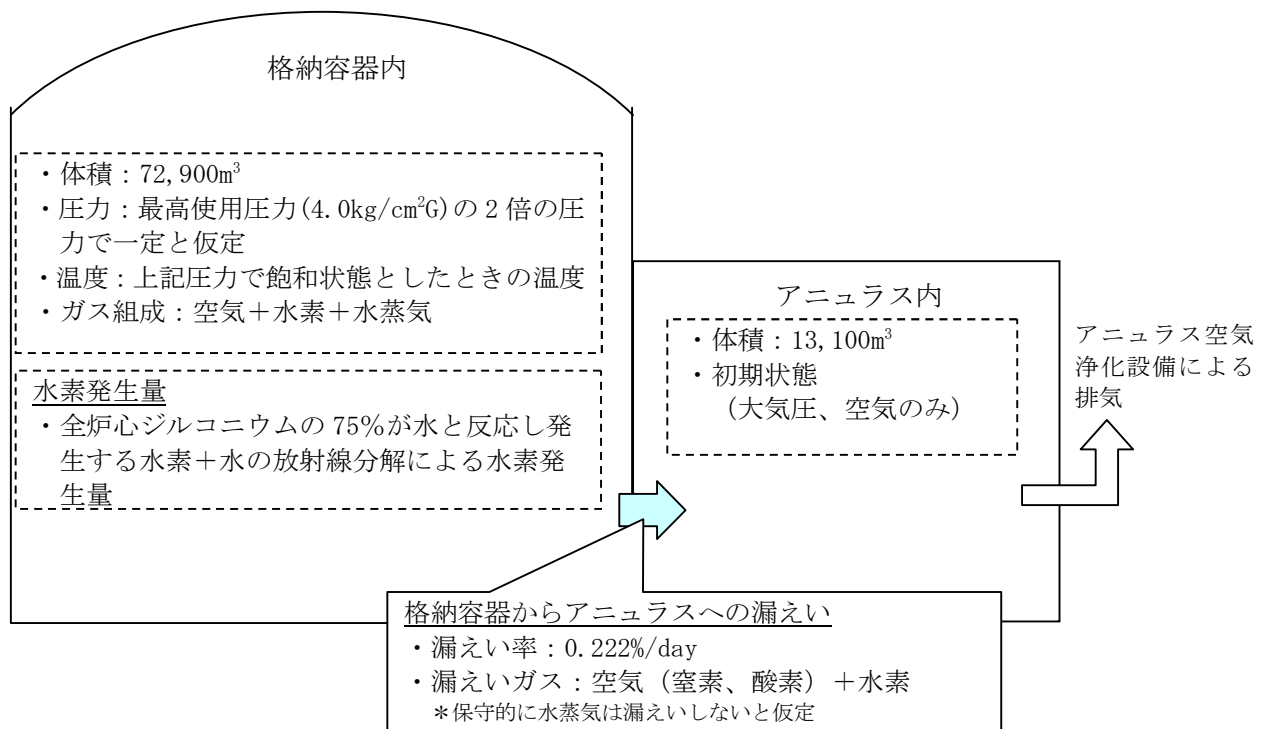
概略系統図 (アニュラス空気浄化設備)

### 3. アニュラス内水素濃度評価結果

大飯 3, 4 号機について、炉心損傷時に格納容器内に発生する水素がアニュラスへ漏えいした場合のアニュラス内水素濃度は、以下のとおり評価される。

#### (1) 評価条件

評価条件は以下のとおり。静的触媒式水素再結合装置による格納容器内の水素除去は考慮せず、アニュラス空気浄化設備によりアニュラス外への排出がある条件としている。



#### (2) 評価結果

アニュラス内水素濃度は、図-1 のとおり約 1.3% となり、可燃限界未満となる。

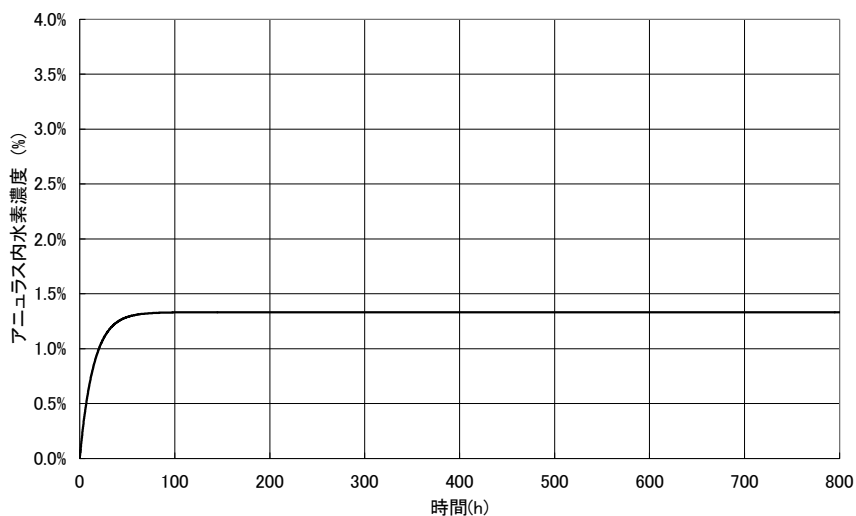


図-1 アニュラス内の水素濃度

大飯 3, 4 号機の格納容器内には静的触媒式水素再結合装置が設置されているので、これによる水素除去量を考慮すると、仮にアニュラスからの水素の排出がないと想定した場合にも、格納容器からアニュラスへ漏えいする水素によるアニュラス内水素濃度は、図-2 のとおり 2%程度と評価され、水素爆発を起こす濃度には至らないことを確認している。

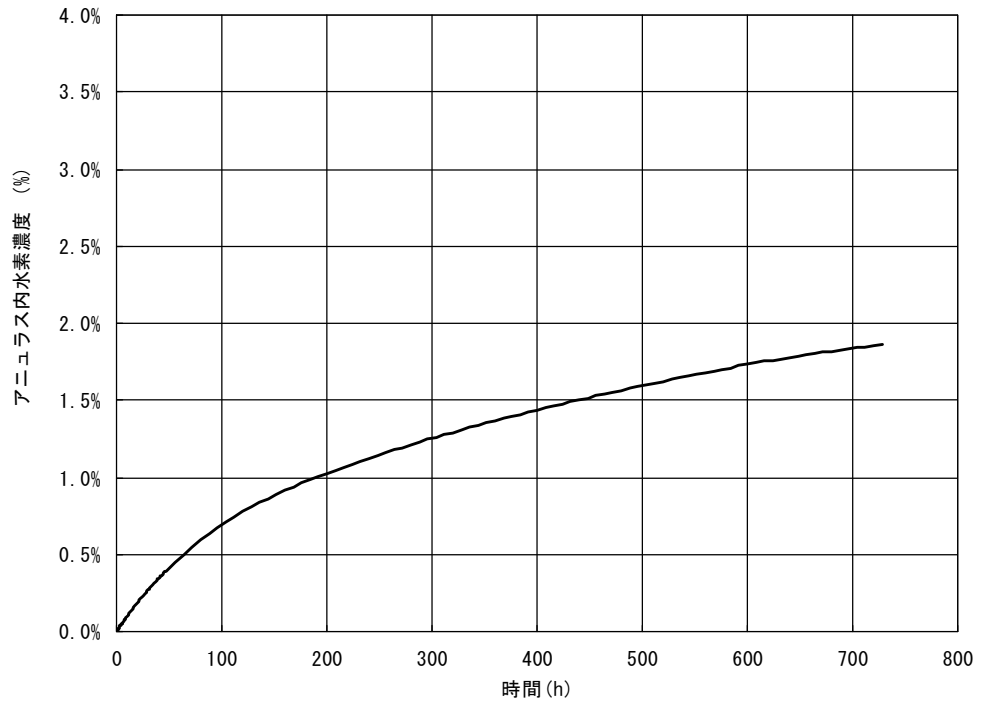


図-2 アニュラス内の水素濃度

## 使用済燃料貯蔵プールの冷却、遮へい、未臨界確保対策に係る説明資料

## 1. 設備資料

## (1) 消防ポンプ

型	式	片吸込 1 段タービンポンプ
台	数	4 (1 ユニットあたり)
容	量	約 48m <sup>3</sup> /h
揚	程	約 90m

## (容量)

- ・ 使用済燃料貯蔵プール用消防ポンプの容量は、使用済燃料貯蔵プールの冷却機能喪失時の最大蒸散量19.44m<sup>3</sup>/hを十分に上回る流量を有している。

## (悪影響防止)

- ・ 消防ポンプは、通常時、地震・津波の影響を受けないトンネル内に配備されており、他の設備に悪影響はない。

## (確実な接続)

- ・ 補給時に補給先である仮設組立式水槽と消火ホースを接続することはないことから機能喪失することはない。なお、使用済燃料貯蔵プールへの注水時に恒設設備と接続する必要はない。なお、消防ポンプを直列に配備するための接続は、カップラにて確実かつ容易に接続することが可能である。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・ 消防ポンプは重心が低く、地震発生時においても転倒し難く、機能は確保され则认为られる。また、屋外の高台に保管しているため、津波に対しても機能喪失することはない。

## (保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より100m以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象で機能喪失しないよう配慮している。

## (現場の作業環境)

- ・ 想定する事象時においては、使用済燃料は冠水し、放射線の遮蔽が確保できるため、配備、運転など必要な作業は、支障なく実施可能である。

## (アクセスルートの確保)

- ・ 消防ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、ホイールローダーを配備し、がれき除去を行えるようにしている。

## (2) 可搬式代替低圧注水ポンプ

型	式	うず巻式
台	数	6 (大飯 3, 4 号機共用)
容	量	約 150m <sup>3</sup> /h (1 台あたり)
揚	程	約 150m
最高使用圧力		約 1.55MPa
最高使用温度		常温で使用
本体材料		ステンレス鋼

### (容量)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプは、代替注入設備によって使用済燃料貯蔵プールの水位維持ができない場合でも燃料損傷を緩和できる流量を有している。

### (環境条件および荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件及び荷重条件下において、使用済燃料貯蔵プールにスプレイすることが可能である。

### (操作性)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプと専用のエンジン式発電機は一般汎用品であり、その操作に特別な技量を要せず、ポンプとスプレイヘッダ等との接続方法も容易なカップラ接続を行うことから確実な操作が可能である。

### (多様性)

- ・ 可搬式ポンプであり、設計基準事故対処設備と位置的分散を図り、駆動源も設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは別に専用のエンジン式発電機で給電するため、多様性に配慮した設備である。

### (耐震性・耐津波性等)

- ・ 地震発生時においても転倒しないことを評価しており、実力Sクラスの耐震性を確保している。また、E. L. +33mの高所に配備し

ているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

(保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より100m以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

(現場の作業環境)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプは移動式であり、環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

(アクセスルートの確保)

- ・ 可搬式代替低圧注水ポンプの保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は、建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

### (3) 仮設組立式水槽

基 数	3 (2 ユニット)
容 量	約 5m <sup>3</sup>
最高使用圧力	大 気 圧
最高使用温度	常温で使用
本 体 材 料	ステンレス鋼、布入り塩化ビニールシート

(容量)

- ・ 仮設組立式水槽は可搬式代替低圧注水ポンプの吸込み口のバッファタンクとして使用するものとして2.5m<sup>3</sup>以上（1分間あたり容量）を貯めることのできる容量と評価しており、5m<sup>3</sup>を配備している。

(環境条件及び荷重条件)

- ・ 建屋外での配備であり、想定する設計基準事故を超える事故における環境条件及び荷重条件下において配備可能である。

(操作性)

- ・ 組立式で補強布入り塩化ビニールシートを張る簡単な構造であるため、想定する設計基準事故を超える事故時の環境下においても確実な組立が可能である。



## (多様性)

- ・ 仮設組立式水槽であり、設計基準対応設備である格納容器スプレイ設備等とは異なるため、共通要因により機能喪失することがない。

## (悪影響防止)

- ・ 平時は、注入系統と分離され別保管されており、他設備への影響はない。

## (耐震性・耐津波性等)

- ・ 高さが0.8mと低く安定性のある水槽で横置きしていることから地震発生時においても転倒しない。また、E. L. +34mの高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

## (保管場所)

- ・ 保管場所として原子炉建屋より100m以上離れ、かつ高台の保管場所に分散して保管することにより、外部事象による共通要因で機能喪失することはない。

## (現場の作業環境)

- ・ 仮設組立式水槽は移動式であり、環境に応じて設置場所を選定することができ、被ばく線量の低減を図ることが可能である。

## (アクセスルートの確保)

- ・ 仮設組立式水槽の保管場所までのアクセスルート、保管場所から使用場所までの運搬経路は建屋外であることから、がれき等によってルートが通行困難となった場合に備え、設備の運搬、ホイールローダー等を配備し、がれき除去を行えるようにしている。

## (4) スプレイヘッド

基 数	2 (1ユニットあたり)
俯 仰 角 度	+10° ~ +50°
旋 回 角 度	左右各 20°
本 体 材 料	アルミニウム合金

## (5) 水位計

基 数	1 (1ユニットあたり)
測 定 範 囲	E. L. +32. 16~33. 41m

## (6) 温度計

基 数	2 (1 ユニットあたり)
測 定 範 囲	0~100°C

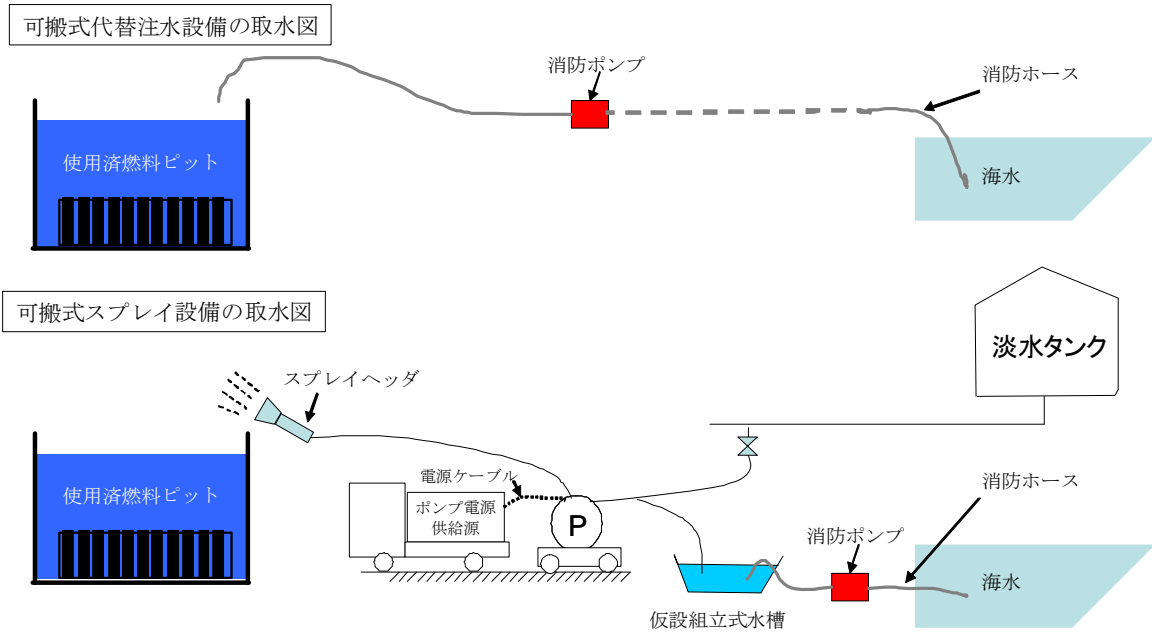
## (7) 空間線量率計

基 数	1 (1 ユニットあたり)
測 定 範 囲	1~10 <sup>5</sup> μSv/h

2. 概略系統図

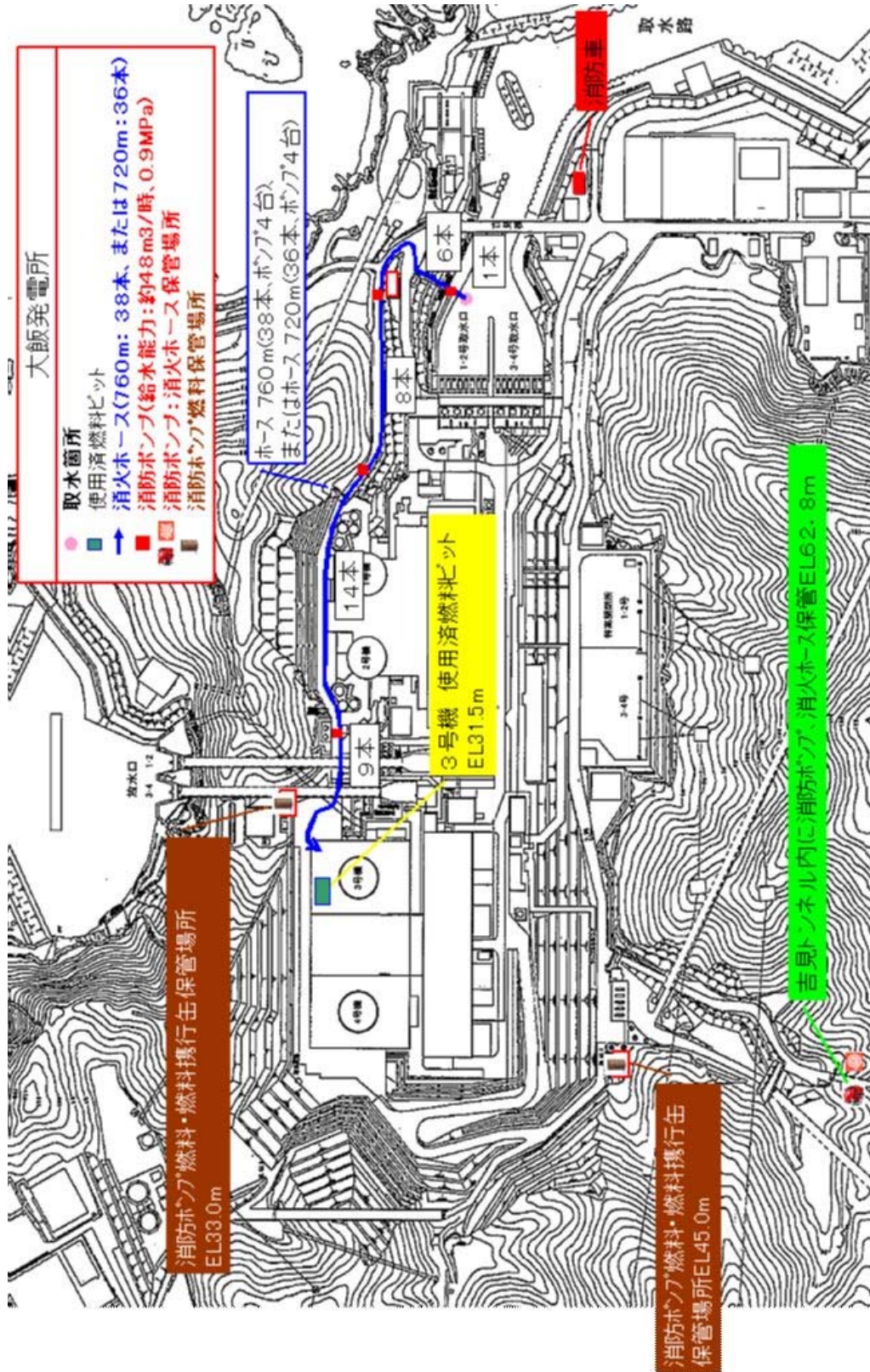
概略系統図（可搬式代替注水設備および可搬式スプレイ設備）

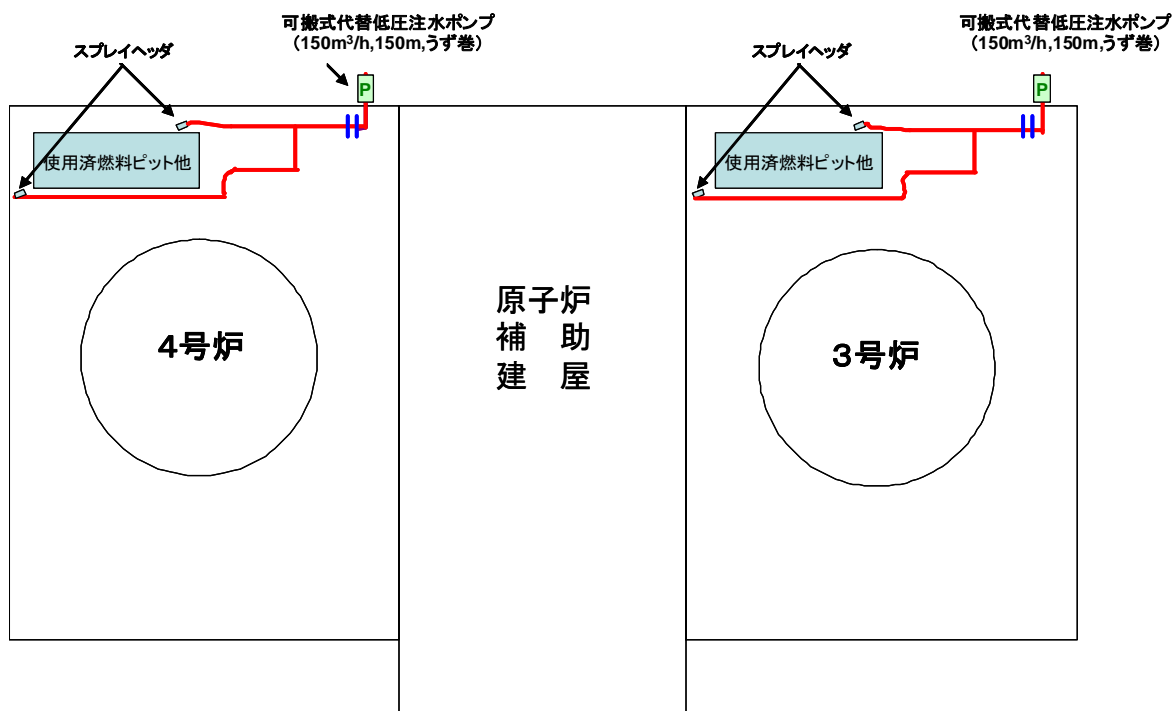
- |            |      |                   |
|------------|------|-------------------|
| ○可搬式代替注水設備 | 水源   | : 海水              |
|            | 保管場所 | : 吉見トンネル、陀羅山トンネル  |
| ○可搬式スプレイ設備 | 水源   | : 淡水タンク、海水        |
|            | 保管場所 | : 高台 (E. L. +33m) |



大飯3号機 使用済燃料ピットへの給水(取水口からの水補給)

3. 概略配置図





## 補給水・水源の確保対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 1次系純水タンク (大飯3, 4号機共用)

個	数	2
容	量	400m <sup>3</sup>

## (2) C-2次系純水タンク (大飯3, 4号機共用)

個	数	1
容	量	7,500m <sup>3</sup>

## (3) 2次系純水タンク (予備) (大飯3, 4号機共用)

個	数	2
容	量	3,000m <sup>3</sup>

## (4) No. 1 淡水タンク (大飯1, 2, 3, 4号機共用)

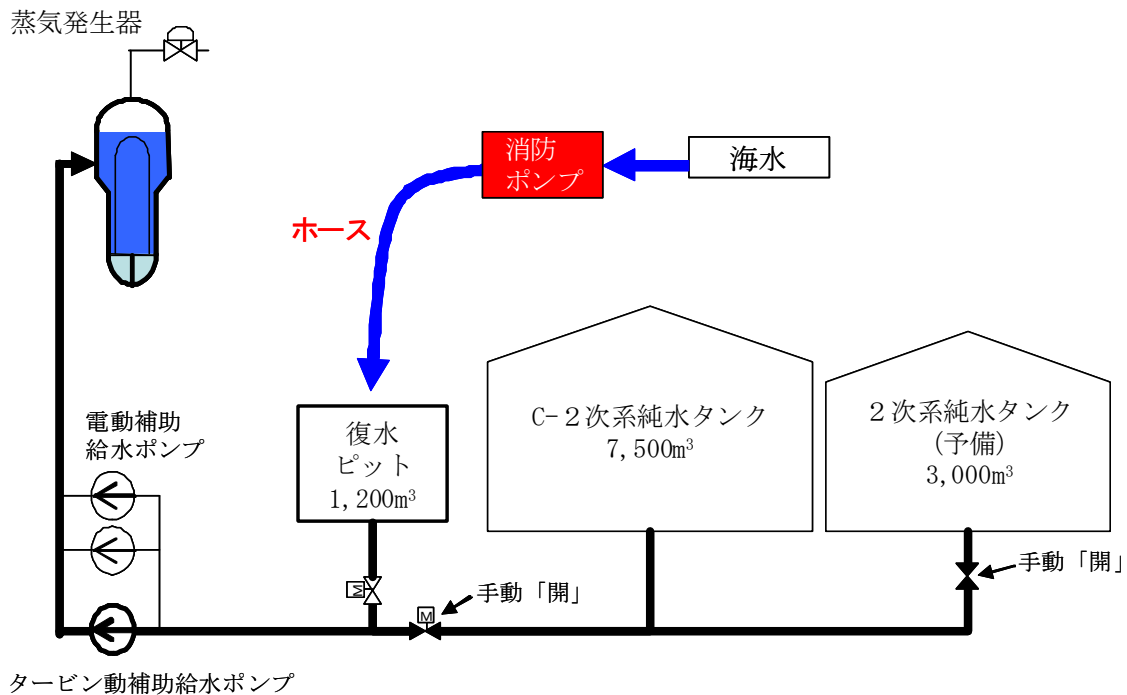
個	数	1
容	量	10,000m <sup>3</sup>

## (5) キャナル

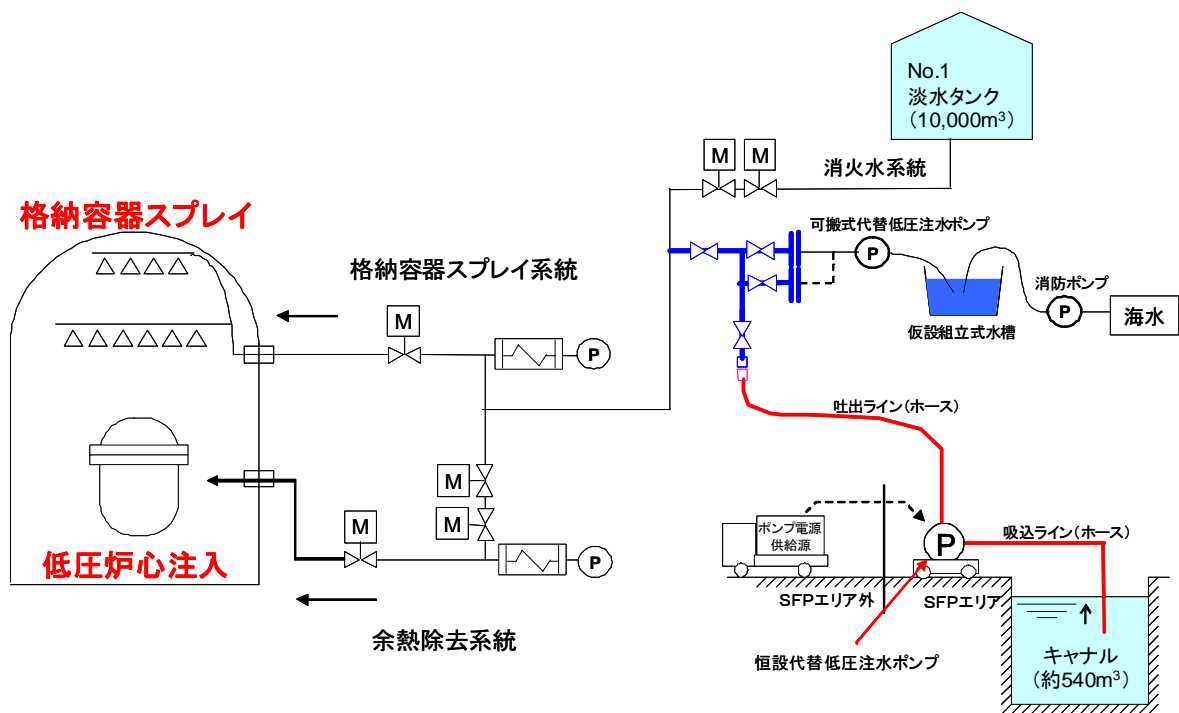
個	数	1
容	量	約540m <sup>3</sup>

2. 概略系統図

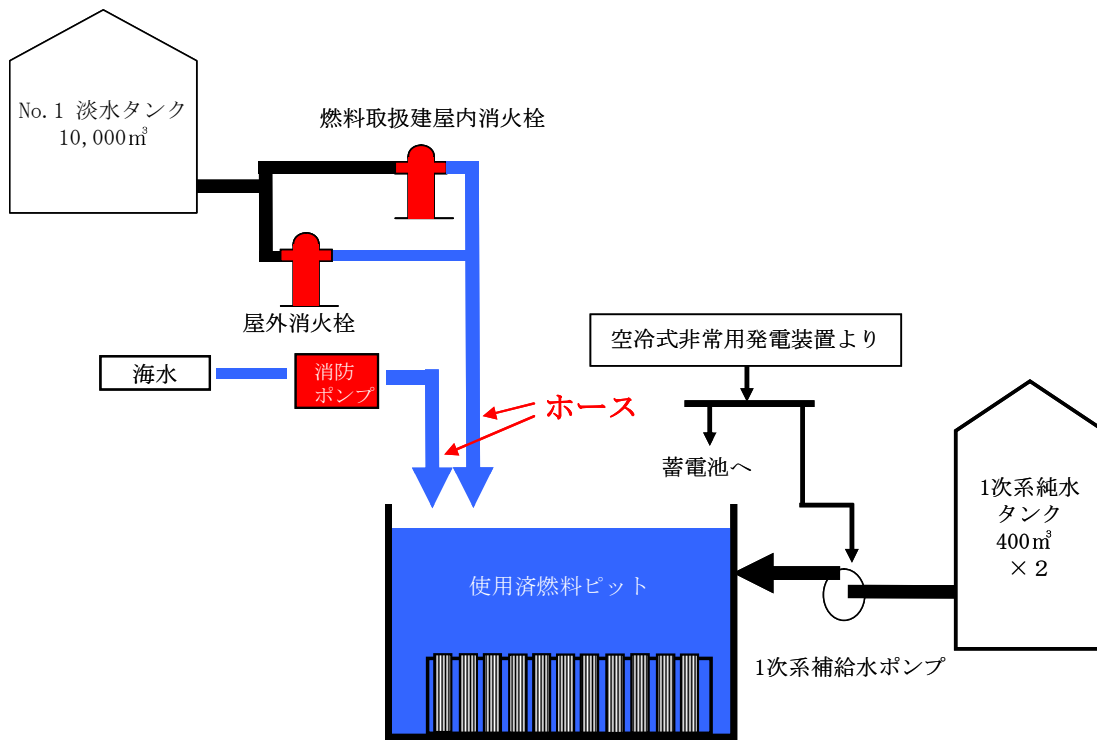
(1) 蒸気発生器2次側への給水系統概要



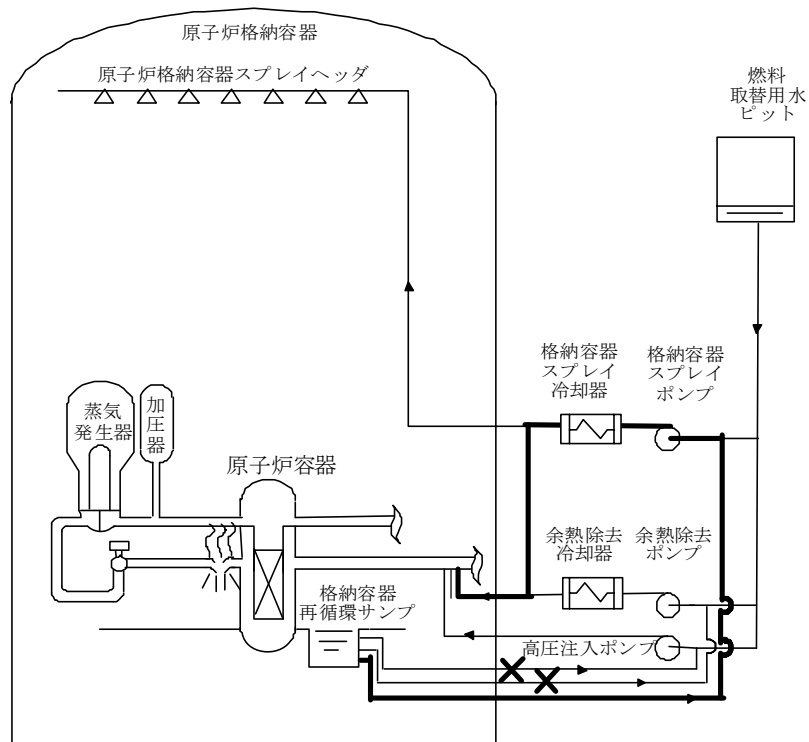
(2) 炉心への給水、格納容器スプレイへの給水系統概要



(3) 使用済燃料ピットへの給水系統概要

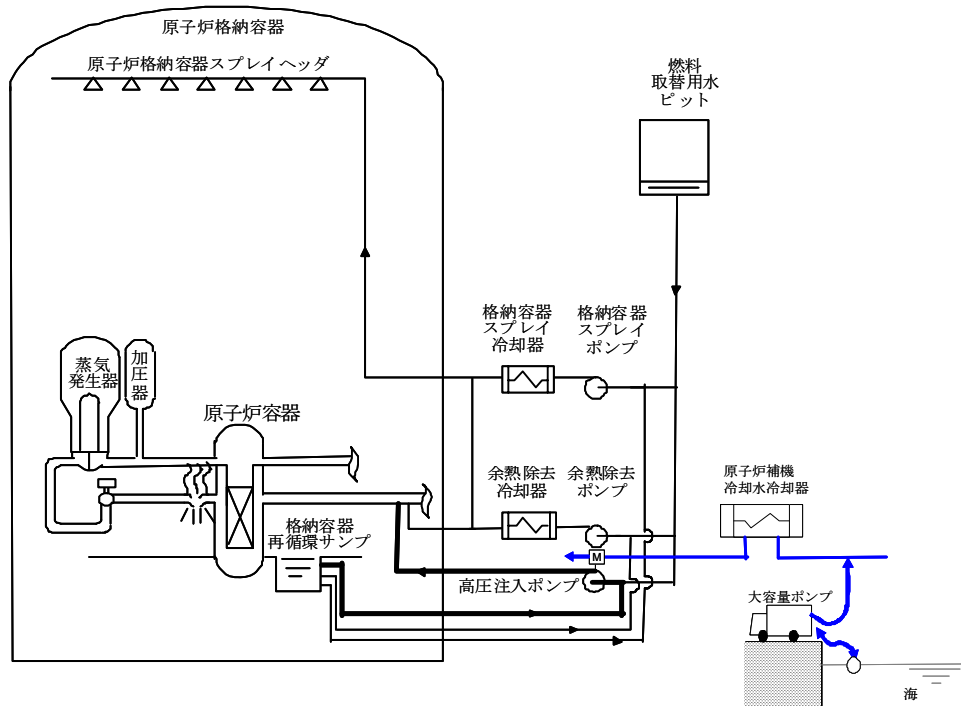


(4) 代替再循環概略系統図





(5) 高圧注入系による再循環概略系統図 (最終ヒートシンク喪失時)



## 電源確保対策に係る説明資料

### 1. 設備仕様

#### (1) 空冷式非常用発電装置

##### a. エンジン

個数	2/プラント
出力	約 1,540 kW/個
起動方式	電気始動式 (バッテリー駆動)
使用燃料	A 重油

##### b. 発電機

個数	2/プラント
型式	防滴保護、空気冷却自己自由通風型
容量	約 1,825 kVA/個
力率	0.8 (遅れ)
電圧	6,600 V
周波数	60 Hz

#### (容量)

- 空冷式非常用発電装置は、全交流電源喪失を伴う想定するB-DBA時に、事故の収束に必要な機器に交流電源を供給するものである。炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷防止対策、原子炉停止中の燃料の損傷防止対策の有効性を評価するために想定するB-DBAのうち全交流電源喪失を伴う事象について、事故の収束に必要な設備を作動させるために必要な電源容量を満足する空冷式非常用発電装置を配備している。

#### (環境条件および荷重条件)

- 地震発生時においても転倒しないことを評価しており、実力Sクラスの耐震性を確保している。また、E.L.+33mの高所に配備しているため、津波に対しても、機能喪失することがない。

#### (操作性)

- 中央制御室で遠隔操作が可能であるため、想定するB-DBA時の環境下においても確実に操作が可能である。

#### (多様性)

- 空冷式であり、設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは冷

却方式が異なるため、海水系の喪失による共通要因により機能喪失することがない。

(悪影響防止)

- ・ 安全系母線への悪影響防止のために、通常時は、空冷式非常用発電装置本体のしゃ断器と安全系母線のしゃ断器を直列に2重で「切」としているため、単一故障による安全系への影響はない。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 空冷式非常用発電装置は、E. L. +33mの高所に配備しており、また基準地震動においても転倒しないことを評価していることから、地震、津波に対しても機能喪失することがない。

(現場の作業環境)

- ・ 中央制御室で遠隔起動が可能であり、現場において作業を継続して行う必要がないため、被ばく低減が図られる。

(共用の禁止)

- ・ 3,4号機で各2台ずつ配備しており、複数号機で共用していない。

## (2) 電源車

### a. エンジン

個 数	6 (2台/ユニット、予備2台)
出 力	約 565 kW/個
起動方式	電気始動式 (バッテリー駆動)
使用燃料	軽油またはA重油

### b. 発電機

個 数	6 (2台/ユニット、予備2台)
型 式	回転界磁形同期発電機
容 量	610 kVA/個
力 率	0.8 (遅れ)
電 圧	440 V
周 波 数	60 Hz

### c. 変圧器 (1)

個 数	5
容 量	約 750 kVA/個
変 圧	440 V-6, 600 V (1次側 - 2次側)

d. 変圧器 (2)

個 数	1
容 量	約 500 kVA/個
変 圧	440 V-6, 600 V (1次側 - 2次側)

(容量)

- ・ 電源車は、想定するB-DBA時に事故の収束に必要な機器に交流電源を供給するものである。恒設代替交流電源設備として前述の空冷式非常用発電装置を配備していることから、想定するB-DBAに加え、さらに空冷式非常用発電装置が機能を喪失した場合に、使用することを想定し、容量を選定している。「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた大飯発電所3号機の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）」（平成23年10月）において報告した、プラント監視及び原子炉および使用済燃料ピットを冷却するために必要となる機器の電源容量を満足する電源車を有している。

(環境条件および荷重条件)

- ・ 電源車は屋外使用や車両運搬を想定した設備であり、地震の場合にも信頼性をもって必要な設備に電源を供給することが可能である。

(操作性)

- ・ 電源車は操作パネルを有しており、確実に操作することが可能である。

(多様性)

- ・ 電源車は空冷式であるため、設計基準対応設備である非常用ディーゼル発電機とは冷却方式が異なり、また、恒設代替設備である空冷式非常用発電装置とはメーカーや型式が異なり、多様性に配慮した設備としている。

(悪影響防止)

- ・ 通常時は接続口から切り離されているため、安全系母線に対して悪影響を及ぼすことはない。

(確実な接続)

- ・ 接続口には、容易かつ確実に接続できるようコネクタを設置している。また、このコネクタは、他号機でも電源車が容易に接続できるよう、仕様を統一している。

(耐震性・耐津波性等)

- ・ 接続口から先の建屋内ケーブルについては、実力Sクラスの耐震性を有

する敷設を行っており、また、水密扉等適切な津波対策を行った建屋内に敷設されていることから、地震、津波により機能喪失することはない。

(保管場所)

- ・ 原子炉建屋から 100m 以上離隔をとり、意図的な航空機衝突も考慮し、原子炉建屋と同時に影響を受けないよう、位置的な分散にも配慮し保管している。

(現場の作業環境)

- ・ 接続口を 2 箇所を設置しており、1 箇所が必要な作業環境を確保できない場合でも、もう 1 箇所で作業できるようにしている。

(アクセスルートの確保)

- ・ 接続口を 2 箇所に設置しており、1 箇所にアクセス困難な場合でも、もう 1 箇所にアクセスできるようにしている。
- ・ また、がれき等により接続口へのアクセスが困難な場合に備え、ホイールローダーを配備し、必要なアクセスルートを確認できるようにしている。

(3) 所内直流電源

所内恒設蓄電池式直流電源設備

a. 蓄電池

型 式	鉛蓄電池
組 数	3
容 量	約1,400 A・h／組×2組 (非常用) 約2,400 A・h×2／組×1組 (常用)
電 圧	129 V (浮動充電時)

(4) 号機間電力融通設備 (3号機～4号機間)

a. 予備ケーブル

型 式	6,600 V トリプレックス形架橋ポリエチレン絶縁 難燃低塩酸特殊耐熱ビニルシース電力ケーブル (6600V-FR-CSHVT)
公称断面積	60mm <sup>2</sup> × 3c
総延長	30m × 2条／ユニット

(5) 所内電気設備

a. 非常用高圧母線 (4-A、4-B) 6,600 V

予備変圧器、所内変圧器、ディーゼル発電機、空冷非常用発電装置、電源車から受電できる母線

上記母線は、母線ごとに一連の耐震性を有したメタルクラッド開閉装置で構成している。

b. 非常用低圧母線 (3-A1、3-A2、3-B1、3-B2) 440V

非常用高圧母線から受電する母線

上記母線は、母線ごとに一連の耐震性を有したキュービクルで構成している。

## 2. 概略系統図

(所内直流電源)

安全系蓄電池から給電している途中に常用系蓄電池から給電(無停電切換え)を行う。既存設備を使用可能であるため容易な操作で接続可能である。大飯3,4号機は、図-1のように予備充電器盤から安全系充電器盤、常用系充電器盤にケーブルが敷設されている。

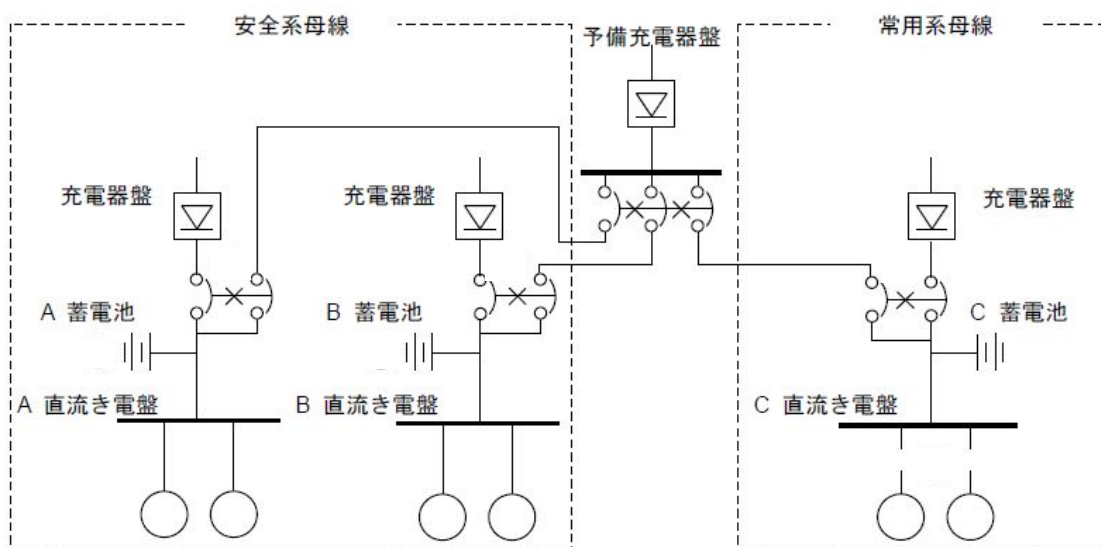


図-1 大飯 3, 4 号機直流電源系統概要図

(電力融通設備)

号機間電力融通回路として、既設の予備変圧器の2次側を經由し、安全系高圧母線間での3,4号機の接続可能である。

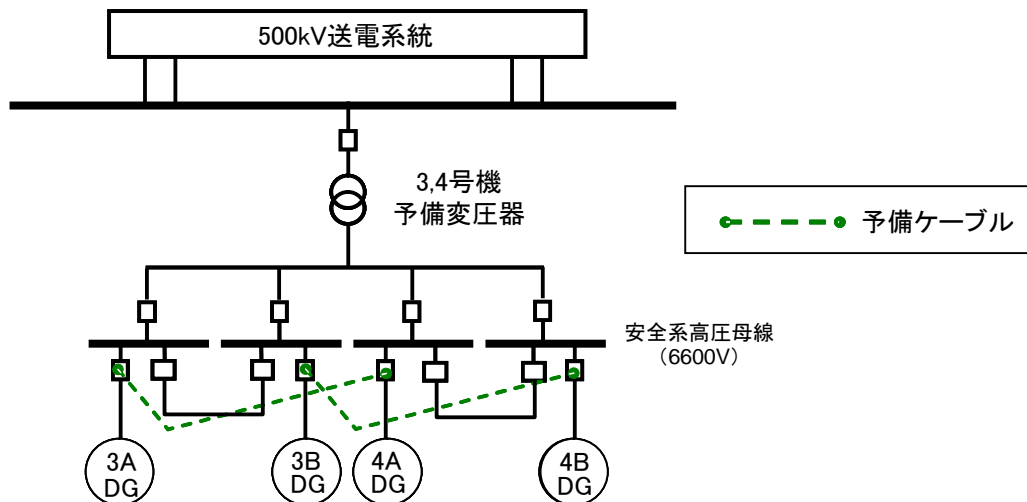


図-2 号機間電力融通系統概要図

(所内電気設備)

既設所内電気設備は、恒設代替電源設備（空冷式非常用発電装置）を供給元として、炉心の著しい損傷の防止、格納容器の破損の防止、使用済燃料貯蔵プールの燃料の損傷の防止、および原子炉停止中に燃料の損傷の防止のために必要となる電力を確保できる。

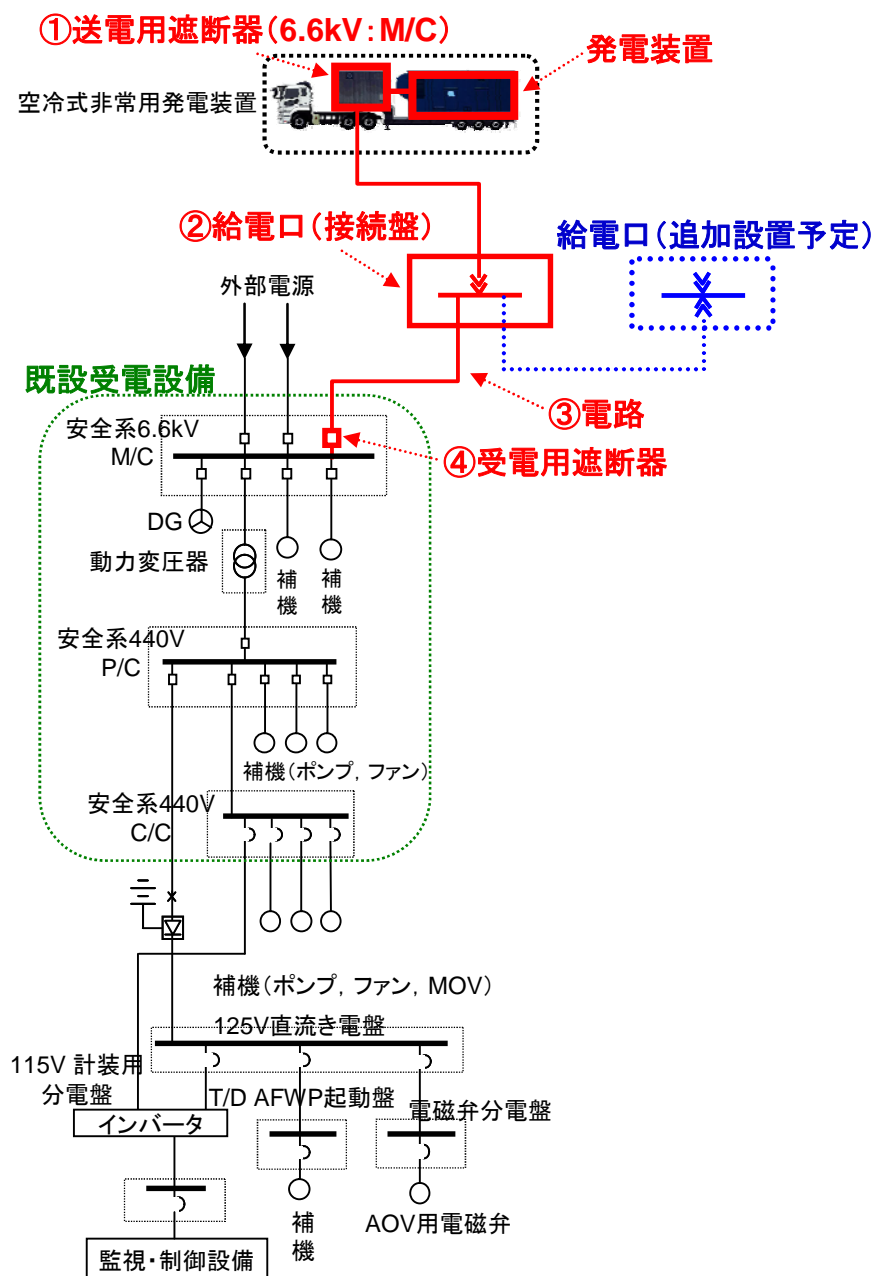


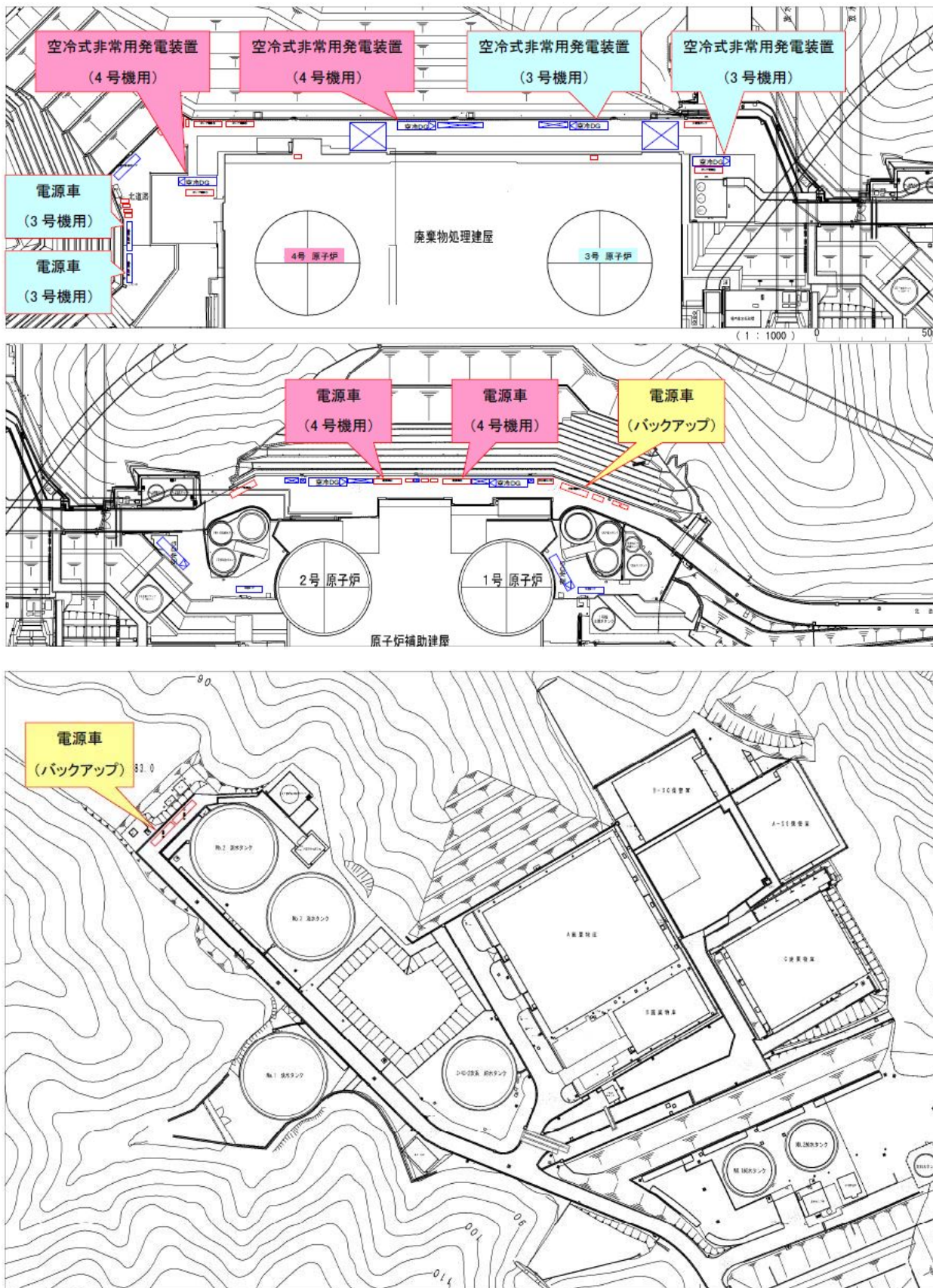
図-3 恒設代替電源設備と所内電気設備との連携系統概要図



### 3. 概略配置図

(代替電源設備)

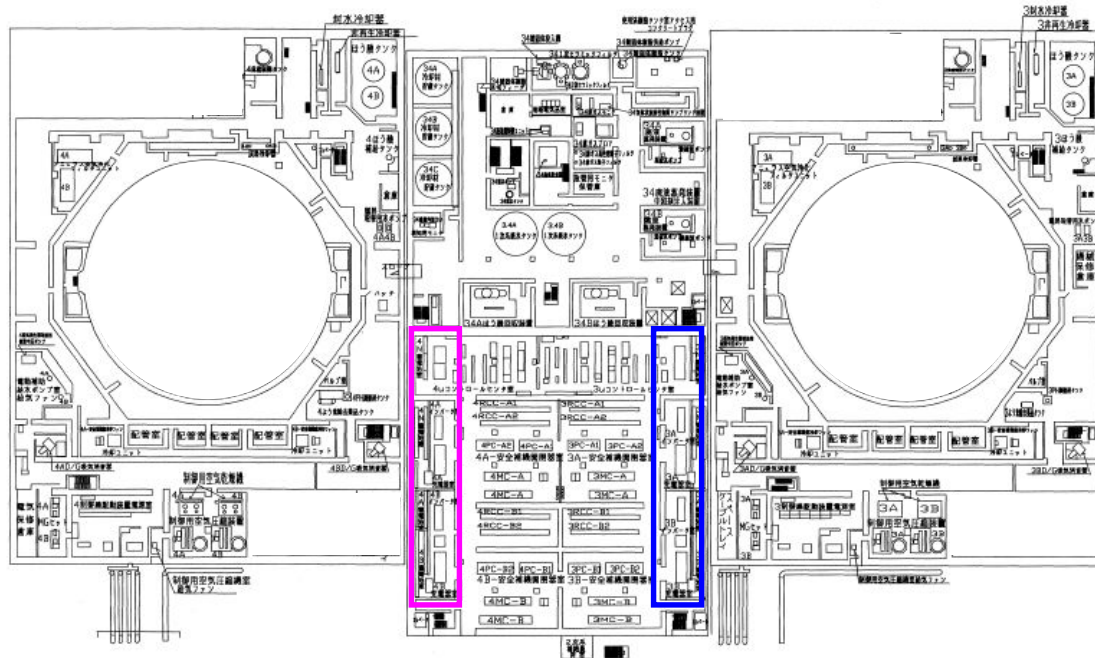
#### 1. 空冷式非常用発電装置、電源車



(所内直流電源設備)

1. 蓄電池、充電器、直流き電盤

蓄電池は、下図に示すように、区画された場所に個別配置されている。



制御建屋 E. L. +15.8m

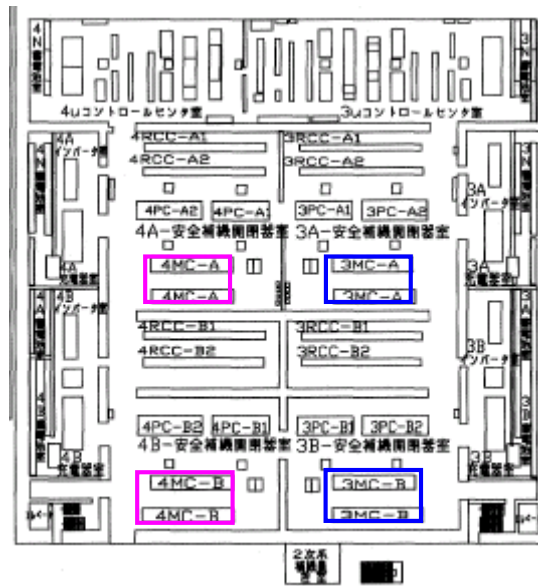
- :大飯 3号機 蓄電池設置場所(図の下から安全系 A系、B系、常用系)
- :大飯 4号機 蓄電池設置場所(図の下から安全系 A系、B系、常用系)

(電力融通設備)

1. 非常用高圧母線 (4-A、4-B) 6,600 V

予備変圧器、所内変圧器、ディーゼル発電機、空冷非常用発電装置、  
電源車から受電できる母線。

上記母線は、母線ごとに一連の耐震性を有したメタルクラッド開閉装  
置 (M/C) で構成している。



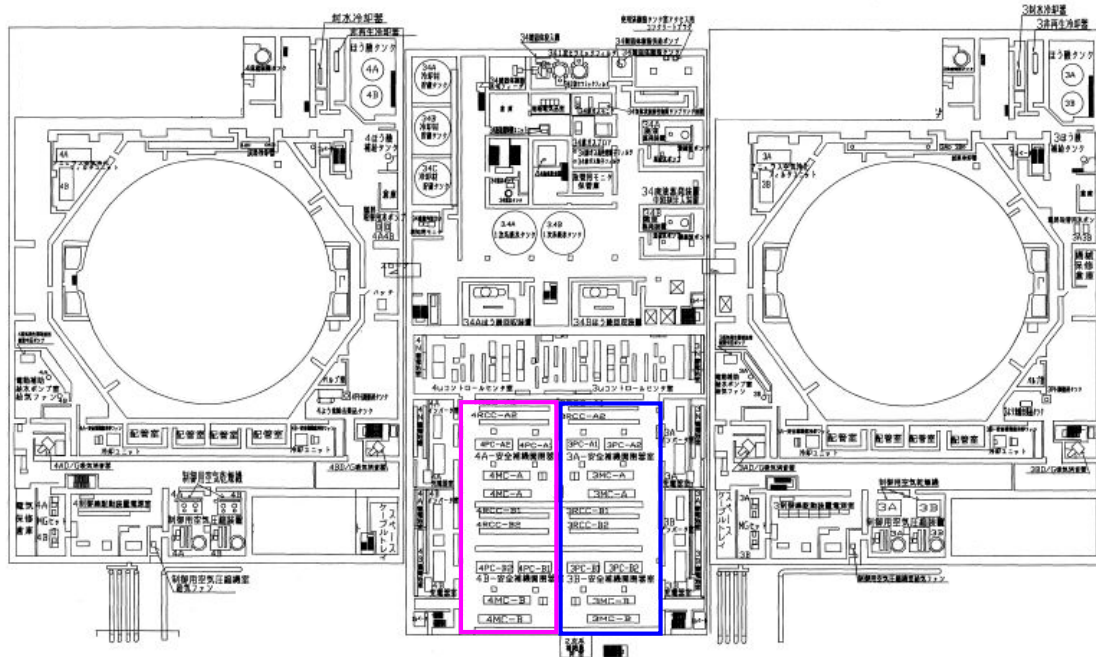
制御建屋 E. L. +15.8m

- : 3号機 安全系メタクラ (M/C)
- : 4号機 安全系メタクラ (M/C)

(所内電気設備)

1. 所内電気設備 (MCC、P/C、M/C)

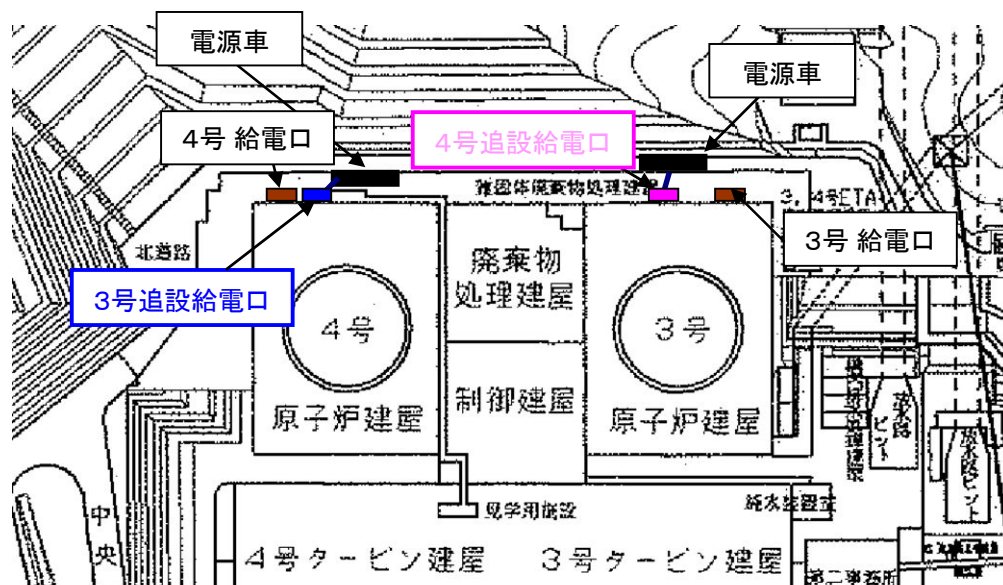
所内電気設備は、下図に示すように、区画された場所に個別配置されている。



制御建屋 E.L. + 15.8 m

- : 大飯 3号機 所内電気設備設置場所
- : 大飯 4号機 所内電気設備設置場所

2. 給電口の設置



追設接続口は、既設と同じコネクタ接続とし、既設接続口とは別の建屋方面等に追設

制御室に係る説明資料

1. 放射線防護用資機材の配備状況

原子力発電所においては、従来から原子力災害に備え原子力災害特別措置法に基づく原子力事業者防災業務計画を定め、必要な放射線防護用資機材を配備してきた。

今回、重大事故を想定のもと、更に放射線防護用資機材を充実させた。数量算出に当たっては、運転員 1 班あたり 15 名とし、1.5 倍量の余裕を見ている。

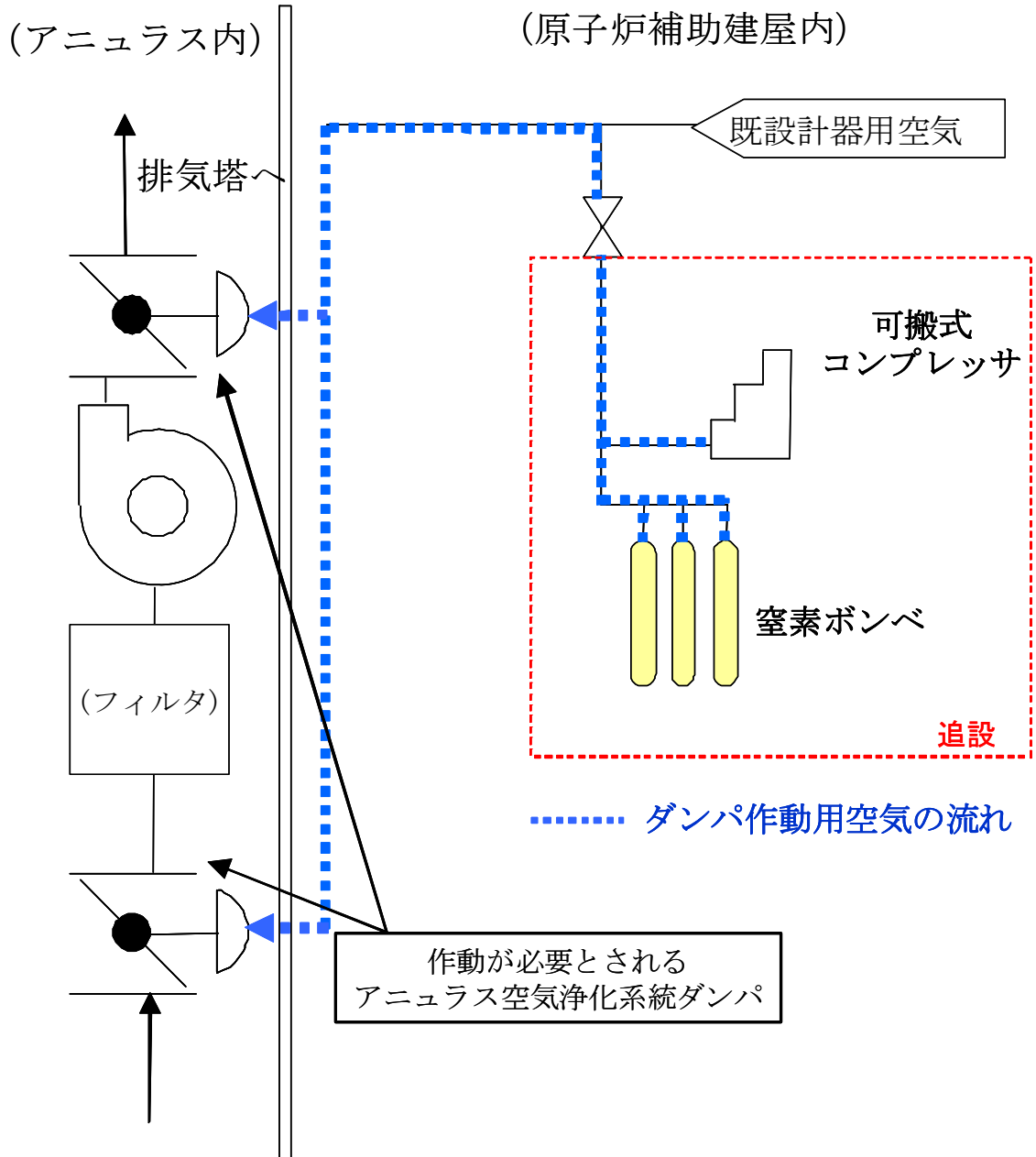
	防護用資機材	数量	数量根拠または備考	
保護具類	汚染防護服(着) (タイベック)	23	運転員 15 名/班×1.5 倍	
	汚染防護用資機材	綿帽子(個)	23	汚染防護服(タイベック)に関連する資材として確保 ただし、長靴を着用する運転員は全体の 1/10 と想定した
		靴下(双)	23	
		綿手袋(双)	23	
		ゴム手袋(双)	23	
		アノラック(着)	23	
	長靴(足)	3		
全面マスク(個)	23	運転員 15 名/班×1.5 倍		
個人線量計(台)	23			

<参考>

原子力事業者防災業務計画に基づく防災資機材配備数量

	防護用資機材	数量	備考	
保護具類	汚染防護服(タイベック)(着)	5	(配備場所) 中央制御室毎	
	汚染防護用資機材	綿帽子(個)		5
		靴下(双)		5
		綿手袋(双)		5
		ゴム手袋(双)		5
		アノラック(着)		5
		長靴(足)		5
	ガス・ダスト両用マスク(個)	5		
	ダストマスク(個)	5		
	セルフエアセット(交換用ボンベ含む)(式)	2		
自給式呼吸器(交換用酸素発生缶含む)(式)	3			

2. 概略系統図 (アニュラス空気浄化系統ダンパへの空気供給対策)



添付 2-1-5 原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧対策における窒素ボンベおよび可搬式コンプレッサを用いる。

## 制御室の居住性に係る被ばく評価について

炉心の著しい損傷が発生した場合の制御室の居住性に係る被ばく評価にあたっては、「新規制基準（重大事故対策）骨子）」に基づき、評価を行った。

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の制御室の居住性について、次のとおり、評価すること。

- i) 有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス（例えば、炉心の著しい損傷の後、格納容器フィルタ・ベント等の格納容器破損防止対策が有効に機能した場合）を想定
- ii) 運転員はマスクの着用あり
- iii) 交代要員体制を考慮する
- iv) 判断基準は、運転員の実効線量が7 日間で100mSv を超えないこと

## 1. 評価事象

評価事象については、「有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、制御室の運転員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンス」として、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレー注入に失敗するシーケンスとする。

## 2. 大気中への放出量の評価

放射性物質の大気中への放出量は、従来の原子炉設置変更許可申請書添付書類十の原子炉冷却材喪失時被ばく評価と同様のプロセスにて評価する。また、上記評価事象が炉心損傷後の事象であることを踏まえ、原子炉格納容器内に放出された放射性物質は NUREG-1465 の原子炉格納容器内への放出割合を基に設定して評価する。

大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

### 3. 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

### 4. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

### 5. 中央制御室居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって考慮している被ばく経路（①～⑤）は、第 5-1 図に示すとおりである。それぞれの経路における評価方法および評価条件は以下に示すとおりである。

中央制御室等の運転員に係る被ばく評価期間は事象発生後 7 日間とした。運転員の勤務形態としては 5 直 2.5 交替とし、7 日間の評価期間において最も中央制御室の滞在期間が長く入退域回数が多い運転員を対象として、7 日間の積算線量を滞在期間および入退域に要する時間の割合で配分することで、実効線量を評価した。

#### 5.1 中央制御室内での被ばく

##### 5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による中央制御室内での運転員の外部被ばくは、上記 4. の方法で実効線量を評価した。

##### 5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による中央制御室内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線についても考慮して評価した。



### 5.1.3 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から中央制御室内に取り込まれる。中央制御室内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

中央制御室内の放射性物質濃度の計算にあたっては、運転員はマスクを着用しているとして評価した。また、(1)、(2)に示す中央制御室換気設備の効果を考慮した。なお、中央制御室換気設備の起動時間については、全交流電源喪失および最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とした。

#### (1) 事故時運転モード

中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードであり、具体的な系統構成は第 5-2 図に示すとおりである。なお、大飯発電所 3 号機と 4 号機の中央制御室は共有している。

#### (2) フィルタを通らない空気流入量

大飯発電所 3, 4 号機中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて保守的に換気率換算で 0.5 回/h を仮定して評価した。

## 5.2 入退域時の被ばく

### 5.2.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路④）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による入退域時の運転員の外部被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は、「5.1.1 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）」と同様な手法で実効線量を評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、周辺監視区域境界から中央制御室入口までの運転員の移動経路を対象とした。代表評価点は、入退域の経路に沿って、正門、事務所入口および中央制御室入口として評価した。

### 5.2.2 大気中へ放出された放射性物質による被ばく（経路⑤）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による入退域時の被ばくは、中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を期待しないこと以外は「5.1.2 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）」と同様な手法で、放射性物質からのガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として運転員の実効線量を評価した。地表面に沈着した放射性物質

からのガンマ線についても考慮して評価した。

入退域時の運転員の実効線量の評価に当たっては、上記 5.2.1 の仮定に同じである。

#### 6. 評価結果のまとめ

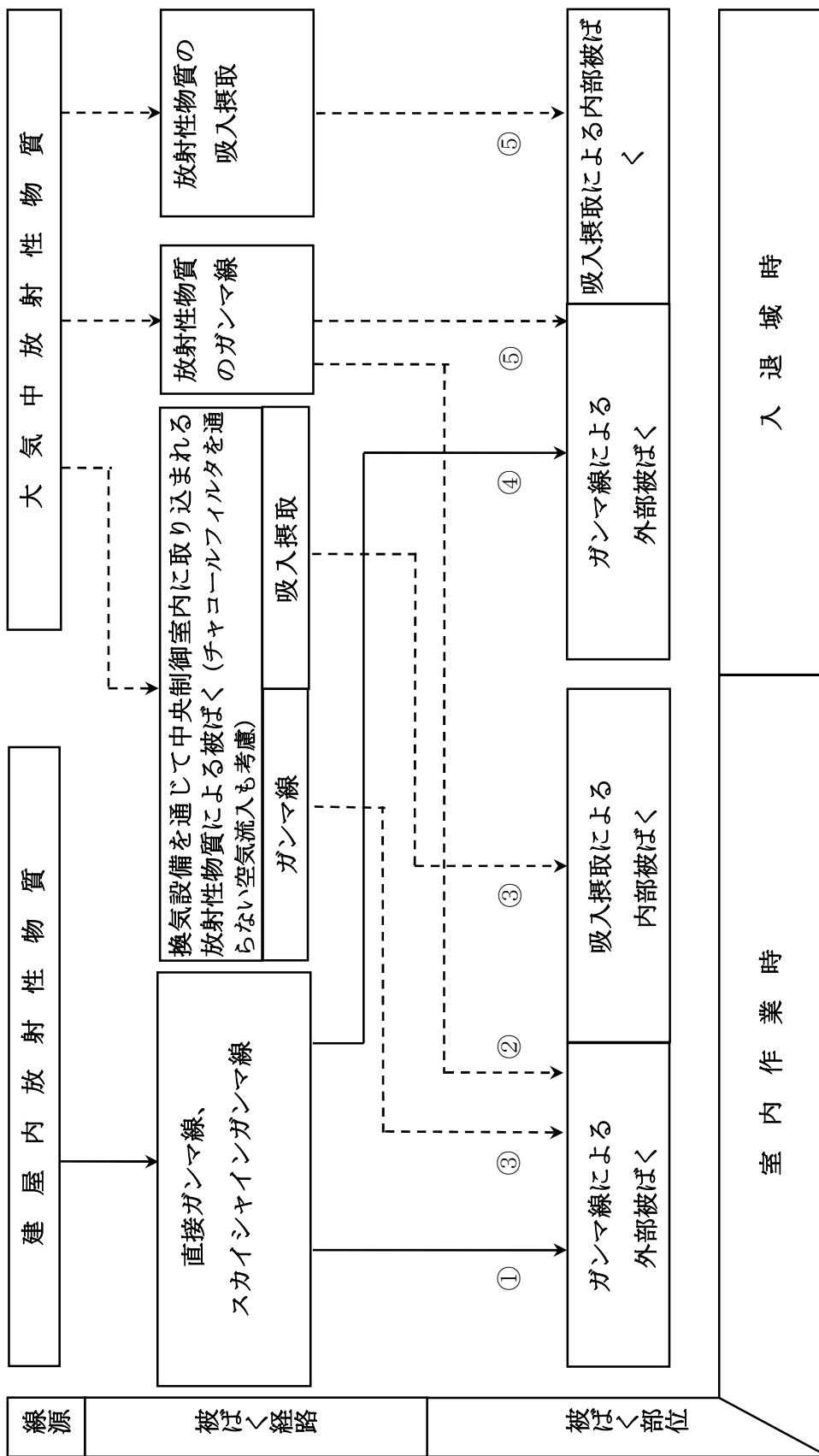
3号機事故発生時の中央制御室等の運転員の被ばく評価結果は、第1表に示すとおり、実効線量が7日間で約6.8mSvである。

したがって、評価結果は、「判断基準は、運転員の実効線量が7日間で100mSvを超えないこと」を満足している。

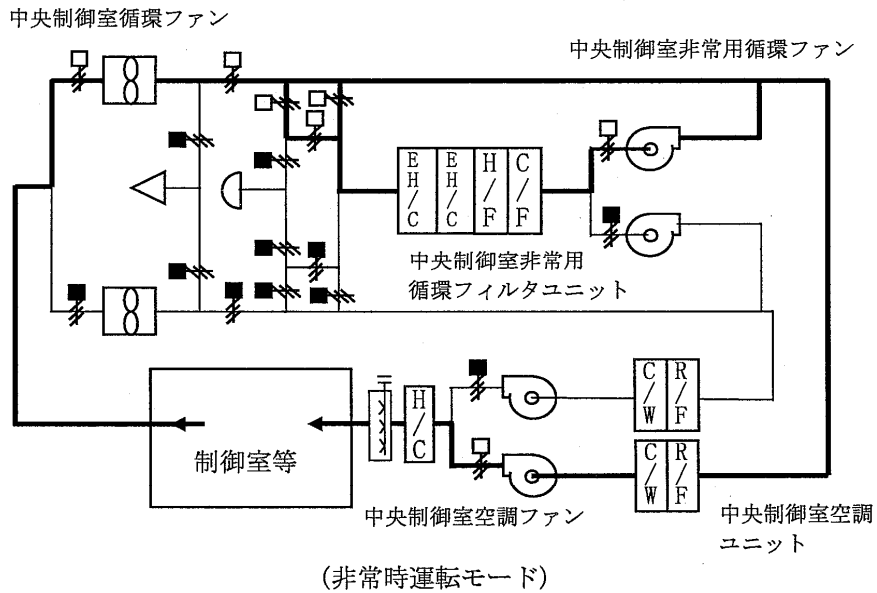
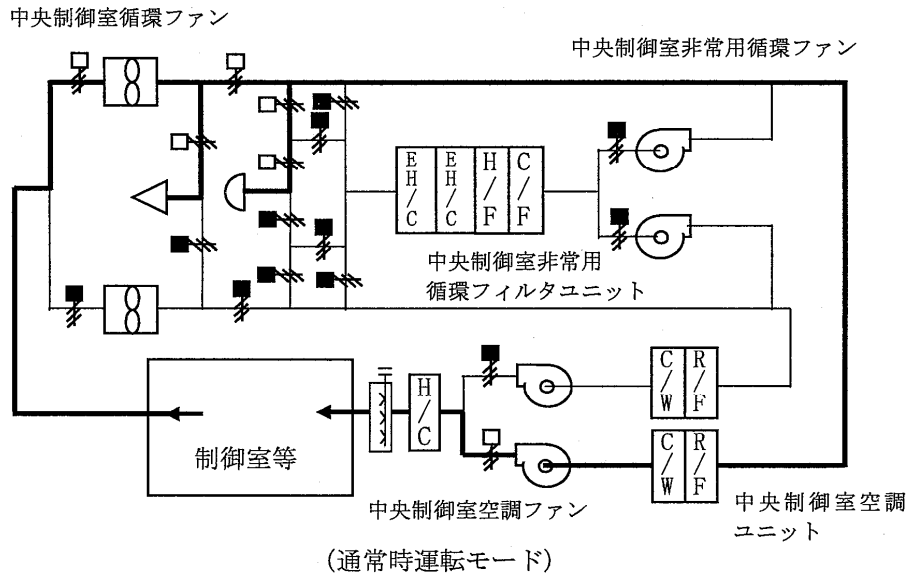
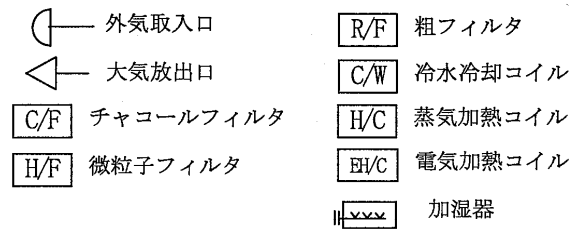
なお、4号機事故発生時には3号機事故発生時と比べて、相対濃度および相対線量が小さいため被ばく線量が小さく、3号機および4号機について同時に事故が発生したと想定した場合でも、3号機事故発生時の結果の2倍を上回ることはない。

第1表 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく評価結果

被ばく経路		7日間の実効線量 (mSv)
室内 作業時	①建屋からのガンマ線による被ばく	約 $3.0 \times 10^{-3}$
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく	約 $5.9 \times 10^{-2}$
	③室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく	約 $5.0 \times 10^0$
	小 計 (①+②+③)	約 $5.1 \times 10^0$
入退 域時	④建屋からのガンマ線による被ばく	約 $7.2 \times 10^{-1}$
	⑤大気中へ放出された放射性物質による被ばく	約 $9.4 \times 10^{-1}$
	小 計 (④+⑤)	約 $1.7 \times 10^0$
合 計 (①+②+③+④+⑤)		約 6.8



第5-1図 事故時における中央制御室等の運転員の被ばく経路

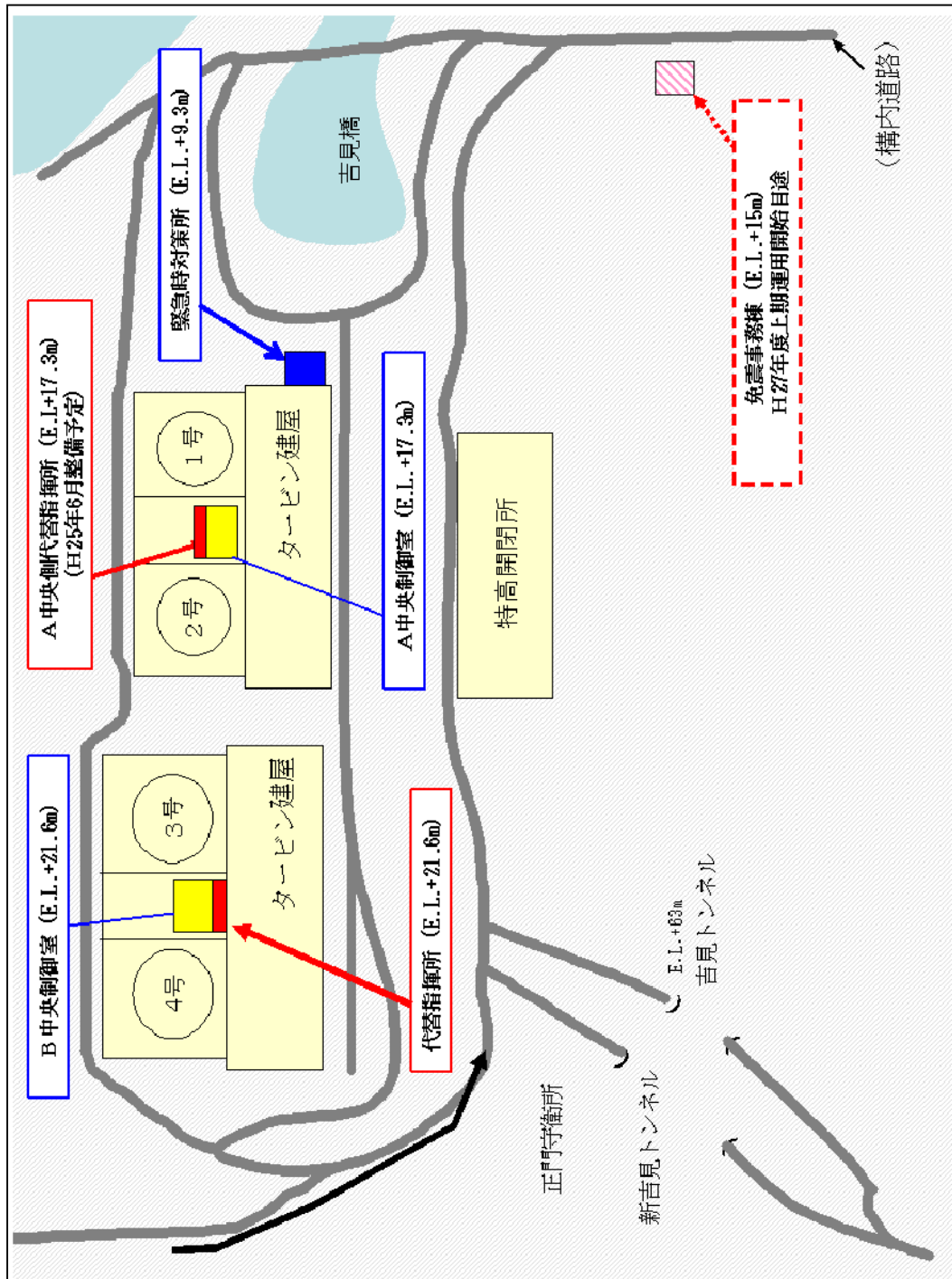


(注)上記は3号炉の制御室換気空調設備の概要図を示す。4号炉も同じ。

第5-2図 中央制御室換気設備の概要図

緊急時対策所に係る説明資料

1. 概略配置図（代替指揮所等）



2. 原子力施設情報把握設備

名 称	数 量
携行型通話装置	7 台
携行型通話装置用ケーブル	一式

### 3. 対策要員の装備

原子力発電所においては、従来から原子力災害に備え原子力災害特別措置法に基づく原子力事業者防災業務計画を定め、必要な放射線防護用資機材を配備してきた。

今回、重大事故を想定のもと、更に放射線防護用資機材を充実させた。数量算出にあたっては、代替指揮所対応要員 38 名とし必要数量の 1.5 倍量の余裕を見ている。

	防護用資機材	数量	数量根拠または備考	
保護具類	汚染防護服(着) (タイベック)	57	38名×1.5倍=57	
	汚染防護用資機材	綿帽子(個)	57	汚染防護服(タイベック)に関連する資材として確保
		靴下(双)	57	
		綿手袋(双)	57	
		ゴム手袋(双)	57	
	全面マスク(個)	57	38名×1.5倍=57	
	個人線量計(台)	57		

#### <参考>

原子力事業者防災業務計画に基づく防災資機材配備数量

	防護用資機材	数量	備考	
保護具類	汚染防護服(タイベック)(着)	5	(配備場所) 中央制御室毎	
	汚染防護用資機材	綿帽子(個)		5
		靴下(双)		5
		綿手袋(双)		5
		ゴム手袋(双)		5
		アフレック(着)		5
		長靴(足)		5
		ガス・ダスト両用マスク(個)		5
		ダストマスク(個)		5
		セルフエアセット(交換用ボンベ含む)(式)		2
	自給式呼吸器(交換用酸素発生缶含む)(式)	3		

4. 代替指揮所の資機材および資料

① 資機材

分 類	名 称	数 量
非常用通信機器	衛星電話（ワイドスター）	10台
	緊急時通報システム（衛星ファクシミリ）	1台
統合原子力防災ネットワークに接続する通信機器（衛星系）	テレビ会議システム	1台
	ファクシミリ	1台
	電話	2台



② 資料

資 料 名
<p>(1) 緊急時対応組織資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 大飯発電所原子力事業者防災業務計画</li> <li>② 大飯発電所原子炉施設保安規定</li> <li>③ 原子力防災規程</li> <li>④ 非常時の措置通達</li> <li>⑤ 原子力防災業務要綱</li> <li>⑥ 大飯発電所事故時操作所則</li> </ul> <p>(2) 緊急時通信連絡体制資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子力防災組織要員名簿等</li> </ul>
<p>(1) 大飯発電所周辺人口関連資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 方位別人口分布図</li> <li>② 集落別人口分布図</li> <li>③ 市町村人口表</li> </ul> <p>(2) 大飯発電所周辺環境資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 発電所周辺航空写真</li> <li>② 発電所周辺地図 (2万5千分の1)</li> <li>③ 発電所周辺地図 (5万分の1)</li> <li>④ 市町村市街図</li> </ul>
<p>(1) 大飯発電所気象関係資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 気象観測データ</li> </ul> <p>(2) 緊急モニタリング資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 空間線量モニタリング配置図</li> <li>② 環境試料サンプリング位置図</li> <li>③ 環境モニタリング測定データ</li> </ul> <p>(3) 大飯発電所設備資料</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 主要系統模式図</li> <li>② 1～4号機 原子炉設置 (変更) 許可申請書</li> <li>③ 1～4号機 系統図</li> <li>④ プラント配置図</li> <li>⑤ 1～4号機 プラント関係プロセスおよび放射線計測配置図</li> <li>⑥ プラント主要設備概要</li> <li>⑦ 1～4号機 原子炉安全保護系ロジック一覧表</li> </ul>

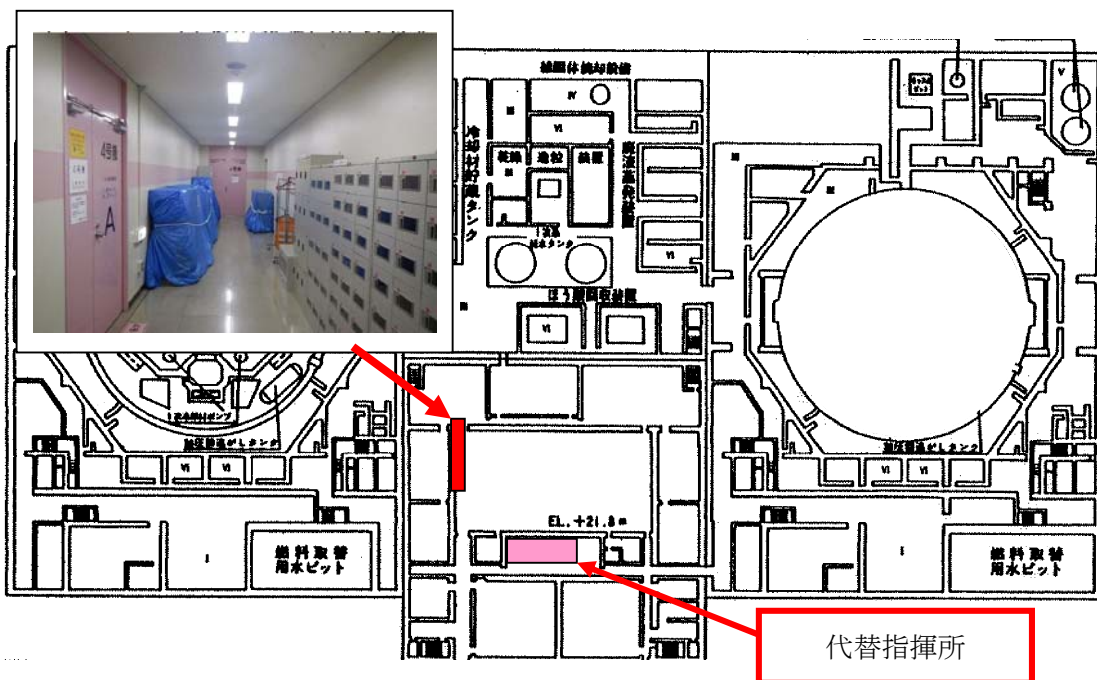
5. 代替指揮所対策要員の飲料水および食料

分類	数量
飲料水	約 400 リットル
食料	約 800 食

【根拠】

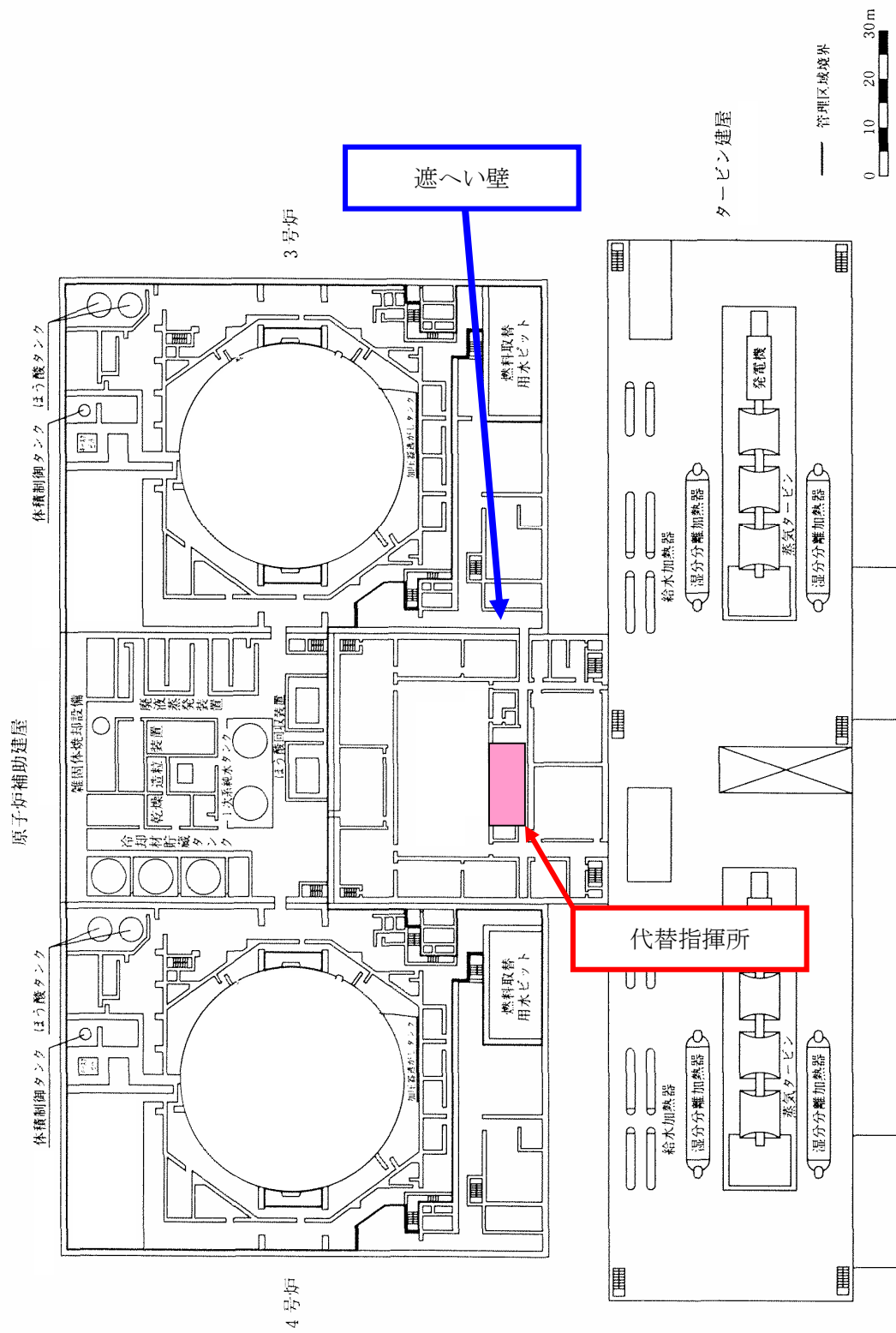
飲料水 38 人×3 食×500 ミリリットル×7 日

食料 38 人×3 食×7 日



食料等の保管場所：3, 4 号機原子炉補助建屋 (21.6m)

6. 代替指揮所の遮へい設計



第2.1.4 図 管理区域図 (2階)

## 7. 代替指揮所換気空調系統

### (1) 中央制御室空調装置

#### a. 中央制御室給気系統

##### (a) 中央制御室空調ユニット

型 式	粗フィルタおよび冷水冷却コイル内蔵型
個 数	2
容 量	約500m <sup>3</sup> /min/個

##### (b) 中央制御室空調ファン

個 数	2
容 量	約500m <sup>3</sup> /min/個

#### b. 中央制御室循環系統

##### 中央制御室循環ファン

個 数	2
容 量	約500m <sup>3</sup> /min/個

### (2) 中央制御室非常用循環系統

#### a. 中央制御室非常用循環フィルタユニット

型 式 電気加熱コイル、微粒子フィルタおよびよう素  
フィルタ内蔵型

個 数	1
容 量	約230m <sup>3</sup> /min

チャコール層厚さ 約50mm

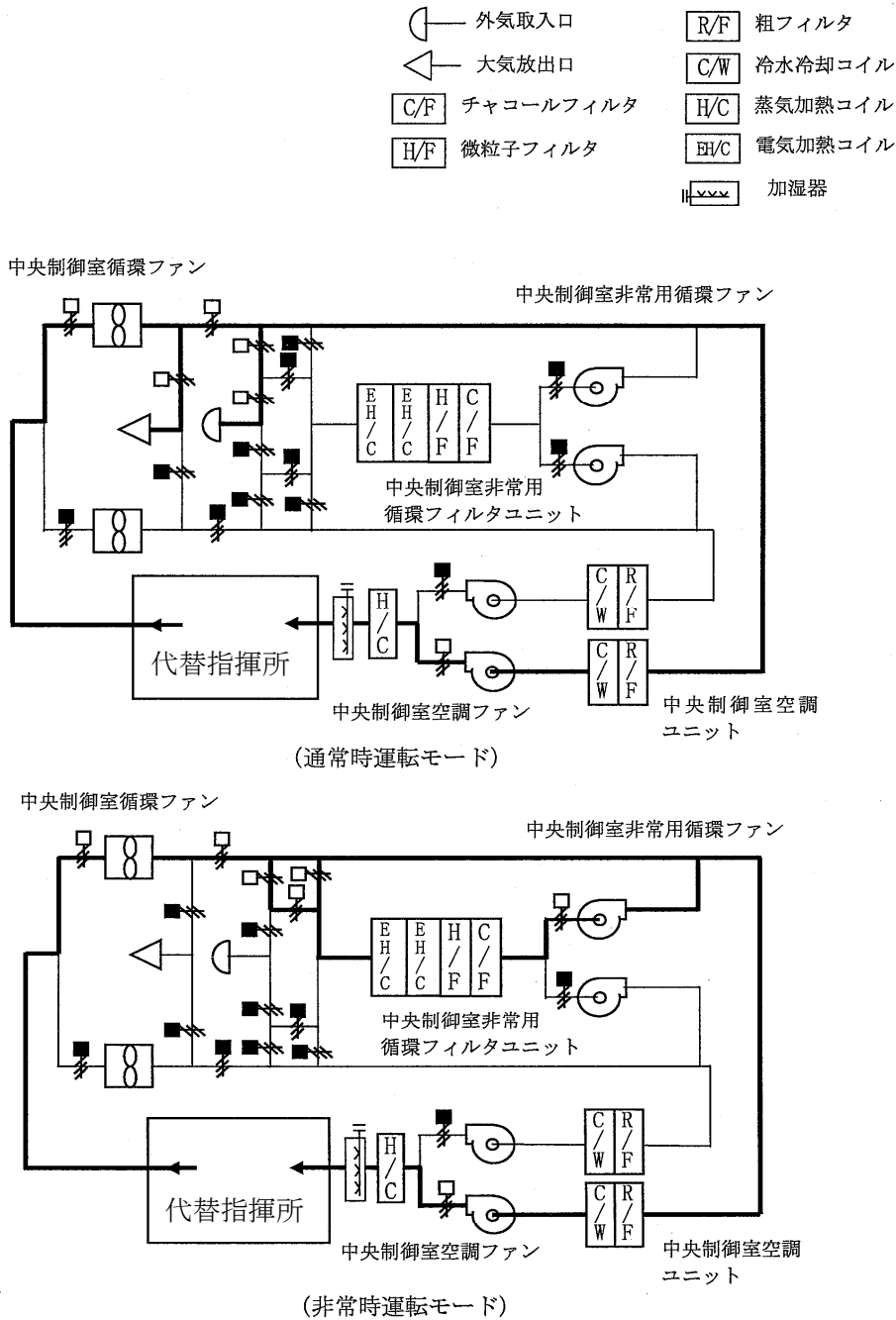
よう素除去効率 95%以上 (相対湿度約80%、温度約50°Cにおい  
て)

粒子除去効率 99%以上 (0.7 μm粒子)

#### b. 中央制御室非常用循環ファン

個 数	2
容 量	約230m <sup>3</sup> /min/個

別図 代替指揮所換気空調の系統概要



(注)上記は 3 号炉の制御室換気空調設備の概要図を示す。4 号炉も同じ。

## 8. 代替指揮所の居住性評価結果

設計基準事故を超える事故時の代替指揮所の居住性評価にあたっては、「新規制基準（重大事故対策）骨子」に基づき、評価を行った。ここでは、代替指揮所として、大飯 3, 4 号機の代替指揮所について被ばく評価を実施した。

(i) 設計基準事故を超える事故時の緊急時対策所の居住性については、次のとおり評価すること。

- i) 想定する放射性物質の放出量等は東京電力福島第一原子力発電所事故と同等とすること
- ii) プルーム通過時等に特別な防護措置を講じる場合を除き、対策要員は緊急時対策所内でのマスクの着用なしとして評価すること
- iii) 例えば、交代要員体制、安定ヨウ素剤の服用、仮設設備等を適切に考慮すること
- iv) 判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと

### (1) 想定する事象

想定する事象については、『東京電力福島第一原子力発電所事故と同等』とした。なお、想定する放射性物質等に関しては、平成25年3月8日 発電用軽水型原子炉の新安全基準に関する検討チーム第17回会合にて報告された『発電用軽水型原子炉施設における制御室および代替指揮所の居住性に係る被ばく評価ガイド（案）の概要（設計基準事故を超える事故）』（以後「ガイドライン」と記す）を参考とした。

### (2) 大気中への放出量

大気中へ放出される放射性物質の量は、大飯 3 号機と 4 号機が同時に被災するものとし、放出時期および放射性物質の放出割合はガイドラインに従った。

### (3) 大気拡散の評価

被ばく評価に用いる相対濃度と相対線量は、大気拡散の評価に従い実効放出継続時間を基に計算した値を年間について小さい方から順に並べた累積出現頻度 97%に当たる値を用いた。評価においては、2009 年 1 月～2009 年 12 月の 1 年間における気象データを使用した。

(4) 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価

建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による運転員の実効線量は、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価した。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価した。

(5) 代替指揮所居住性に係る被ばく評価

被ばく評価に当たって、放射性物質の放出は事故発生後 24 時間から 34 時間継続し、事故初期の放射性物質の影響が支配的となることから 7 日間代替指揮所に滞在するものとして実効線量を評価した。考慮している被ばく経路は、第 5-1 図に示す①～④のとおりである。ただし、①、②および④は代替指揮所では十分な遮へい効果があり影響は軽微である。

a. 代替指揮所内での被ばく

(a) 建屋からのガンマ線による被ばく（経路①）

事故期間中に建屋内に存在する放射性物質からの直接ガンマ線およびスカイシャインガンマ線による代替指揮所内での対策要員の外部被ばくは、上記 4. の方法で実効線量を評価した。

(b) 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による被ばく（経路②）

大気中へ放出された放射性物質からのガンマ線による代替指揮所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果と中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

(c) 室内に外気から取り込まれた放射性物質による被ばく（経路③）

事故期間中に大気中へ放出された放射性物質の一部は外気から代替指揮所内に取り込まれる。代替指揮所内に取り込まれた放射性物質のガンマ線による外部被ばくおよび吸入摂取による内部被ばくの和として実効線量を評価した。

代替指揮所内の放射性物質濃度の計算にあたっては、代替指揮所を中央制御室周りの区画に設けることから、中央制御室換気空調設備の効果が含まれる。以下のイ. ～ニ. に示す中央制御室換気設備の効果、緊急時対策として考慮した代替指揮所での評価を実施した。

イ. 事故時運転モード

中央制御室換気設備の事故時運転モードは、通常開いている外気取り込みダンパを閉止し、再循環させて放射性物質をフィルタにより低減する運転モードである。

ロ. フィルタを通らない空気流入量および濃度

外気は中央制御室を介して代替指揮所へ流入する。中央制御室へのフィルタを通らない空気流入量は、空気流入率測定試験結果を踏まえて現実的に設定した。代替指揮所に流入する外気の濃度については、建屋内での拡散効果を考慮した。

ハ. ガスボンベによる代替指揮所の加圧

ガスボンベによる代替指揮所の加圧により、代替指揮所への外気の浸入を防止する効果を考慮した。

ニ. マスクによる内部被ばく量低減

ブルーム通過時にマスク着用の防護措置を講じるものとし、内部被ばくの低減効果を考慮した。

(d) 地表に沈着した放射性物質のガンマ線による被ばく（経路④）

大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による代替指揮所内での外部被ばくは、事故期間中の大気中への放射性物質の放出量を基に大気拡散効果、地表沈着効果および中央制御室の壁によるガンマ線の遮へい効果を踏まえて対策要員の実効線量を評価した。

(6) 評価結果のまとめ

代替指揮所の対策要員の被ばく評価結果は、第 6-1 表に示すとおり実効線量で結果は、大飯 3, 4 号機代替指揮所で約 14mSv である。

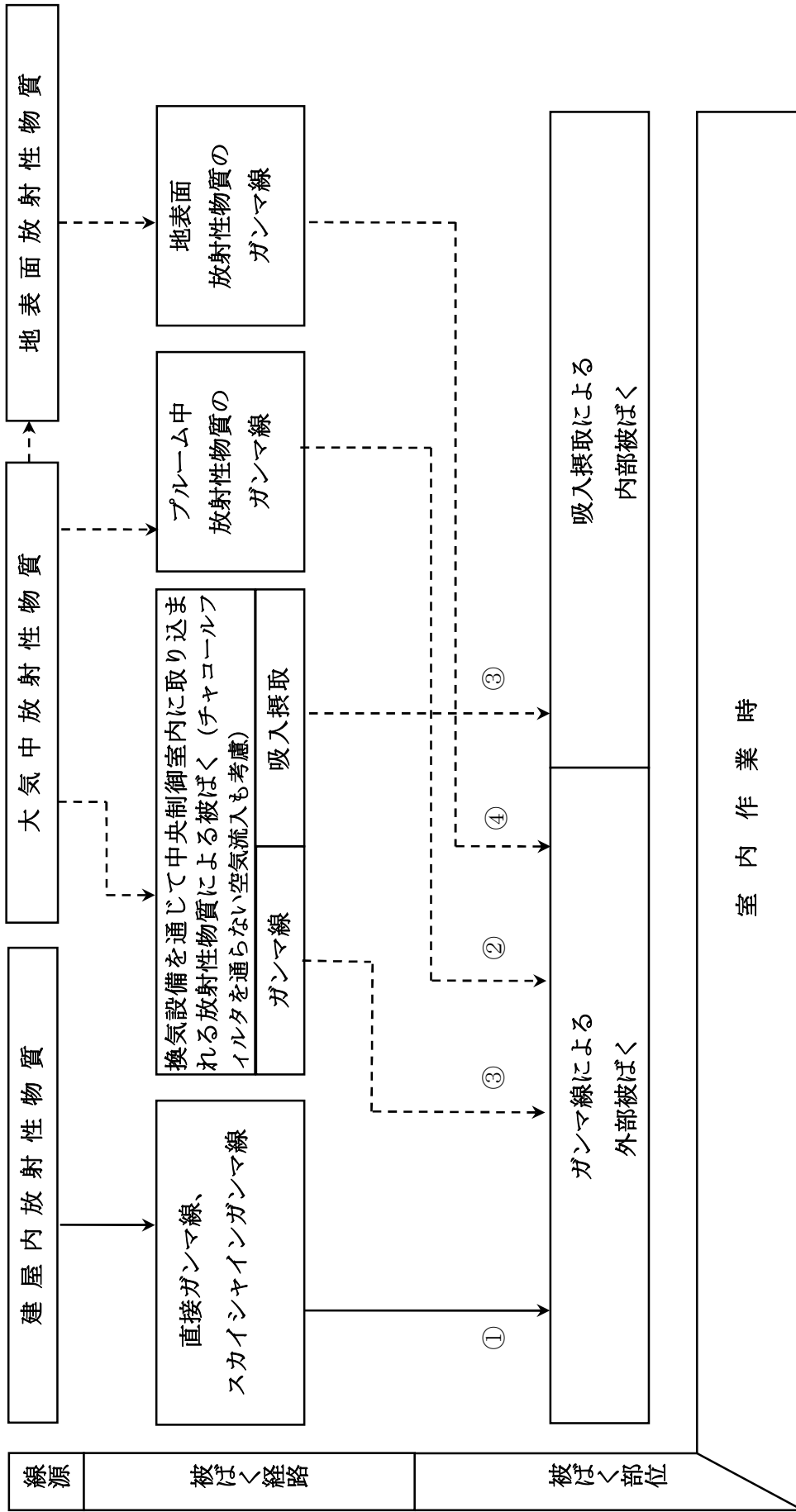
したがって評価結果は、「判断基準は、対策要員の実効線量が 7 日間で 100mSv を超えないこと」を満足している。



第 6-1 表 事故時における代替指揮所等の従事者の被ばく評価結果

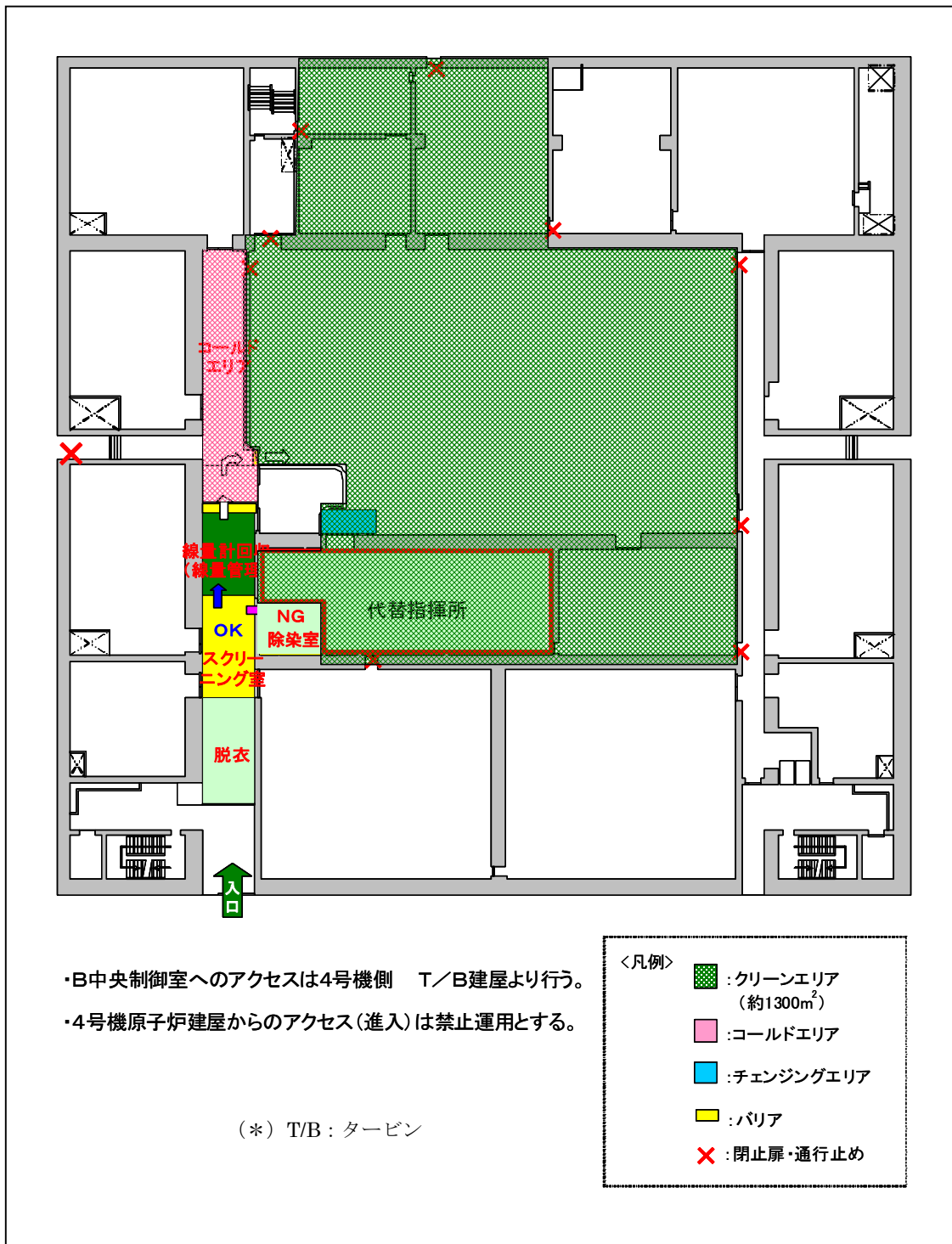
被ばく経路		実効線量 (mSv)
室内作業時	① 建屋からのガンマ線による代替指揮所内での被ばく	<0.1
	② 大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による代替指揮所内での被ばく	<0.1
	③ 建屋内に外気から取り込まれた放射性物質による代替指揮所内での被ばく	13
	④ 大気中へ放出され地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線による代替指揮所内での被ばく	<0.1
合計 (①+②+③+④)		14* <sup>1</sup>

\* 1 : 小数点以下切り上げ



第 5-1 図 事故時における代替指揮所での対策要員の被ばく経路

9. 代替指揮所の放射線防護区画 (例)



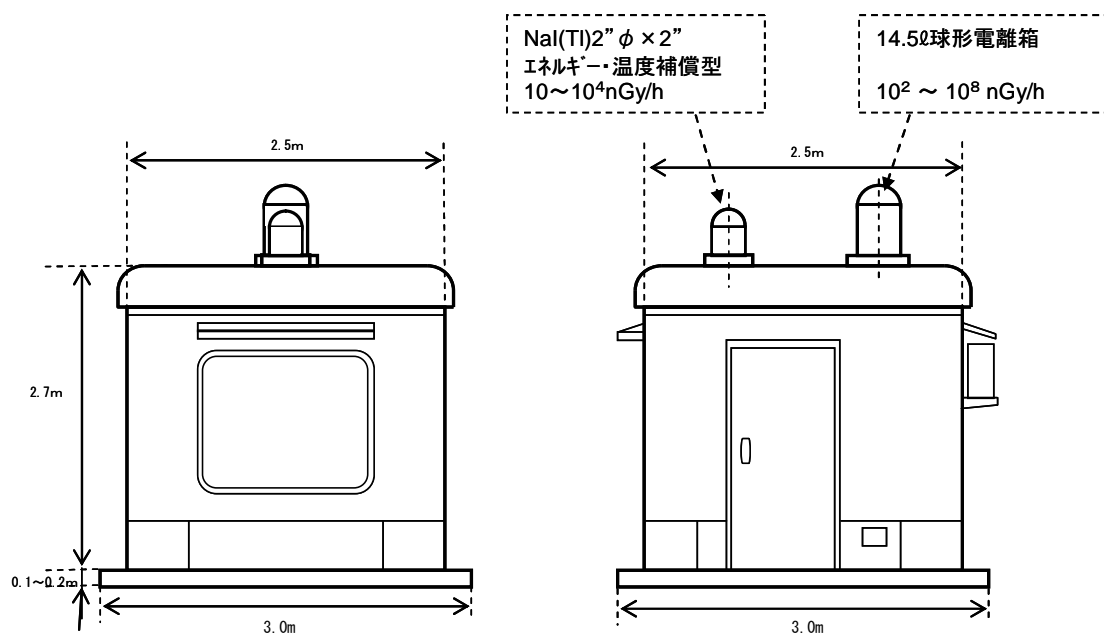
監視パラメータ一覧表

項目	パラメータ	計測機器	測定範囲	監視/記録	バックアップパラメータ
B (b) i)	原子炉圧力容器内の温度	炉心出口温度計	40～650℃		1 次冷却材高温側温度計 (広域)、 原子炉水位計
	原子炉圧力容器内の圧力	1 次冷却材圧力計	0～20.6MPa		1 次冷却材高温側温度計 (広域)、 1 次冷却材低温側温度計 (広域)、 加圧器圧力計
	原子炉圧力容器内の水位	炉心出口温度計 加圧器水位計	原子炉頂部～上部炉心板		原子炉水位計
B (b) ii)	原子炉圧力容器への注水量	高压注入流量計 余熱除去流量計 1 次冷却材圧力計 炉心出口温度計	0～400m <sup>3</sup> /h 0～1,300m <sup>3</sup> /h 0～20.6MPa 40～650℃		高压注入ポンプ吐出圧力計、 余熱除去ポンプ吐出圧力計、 1 次冷却材高温側温度計 (広域)、 1 次冷却材低温側温度計 (広域)、 加圧器圧力計、 原子炉水位計
	格納容器への注水量	燃料取替用水ピット水位計	(水位変化量から算出)		高压注入流量計、 余熱除去流量計、 格納容器スプレイ流量計
B (c)	格納容器内の温度	格納容器温度計	0～220℃	指示計、記録計	格納容器圧力計
	格納容器内の圧力	格納容器圧力計	0～1.5MPa、 -50～450kPa	指示計、記録計	格納容器温度計
	格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	EL15.5～20.9m	指示計、記録計	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、 高压注入流量計、 余熱除去流量計、 格納容器スプレイ流量計、 消火水流量積算計
	格納容器内の水素濃度	ガス分析計 (手動分析)	0～100%	分析装置	格納容器への注水状況による解析結果
	格納容器内の放射線量率	格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)	10 <sup>3</sup> ～10 <sup>8</sup> mSv/h	指示計、記録計	格納容器高レンジエリアモニタ (低レンジ)、 モニタリングポスト

モニタリング設備に係る説明資料

1. 設備仕様

(1) 恒設モニタリング設備



a. モニタリングステーション

- ・空間吸収線量率計 測定範囲：10 nGy/h $\sim$ 10<sup>8</sup> nGy/h
- ・よう素濃度計 測定範囲：0.1cps $\sim$ 10<sup>5</sup> cps
- ・じんあい濃度計 測定範囲：0.1cps $\sim$ 10<sup>5</sup> cps
- ・中央制御室への記録・表示が可能

b. モニタリングポスト

- ・空間吸収線量率計 測定範囲：10 nGy/h $\sim$ 10<sup>8</sup> nGy/h
- ・中央制御室への記録・表示が可能

## (2) モニタリングカー

空間放射線量率の測定記録装置、大気中の放射性よう素及び粒子状放射性物質を採取する装置を搭載した特殊車両

- ・空間吸収線量率計 測定範囲：  $10 \text{ nGy/h} \sim 10^4 \text{ nGy/h}$
- ・よう素測定装置
- ・車載ダストよう素サンプラ
- ・気象観測装置（風向風速計）
- ・積載機器
  - 電離箱式サーベイメータ 測定範囲：  $1 \mu\text{Sv/h} \sim 300\text{mSv/h}$
  - GM サーベイメータ 測定範囲：  $10 \sim 10^5 \text{ cpm}$



## (3) 可搬型モニタリングポスト

恒設モニタリングポストの代替設備として6台配備している。

- ・空間吸収線量率計 測定範囲：  $10 \text{ nGy/h} \sim 10^8 \text{ nGy/h}$
- ・外部バッテリー：5日程度の容量  
また、外部バッテリー充電器を配備
- ・専用 PC への記録・表示が可能



## (4) 可搬式サンプラ

大気中の放射性よう素及び粒子状放射性物質を採取する装置



## (5) 無停電電源装置

各恒設モニタリングポストに設置しており、約 24 時間の給電が可能である。



無停電電源装置 本体 (制御部+3kVA 内臓)

3kVA×4 基

## (6) 気象観測設備

発電所構内の気象観測項目は、風向、風速、日射量、放射収支量、気温、湿度、降水量を観測可能である。

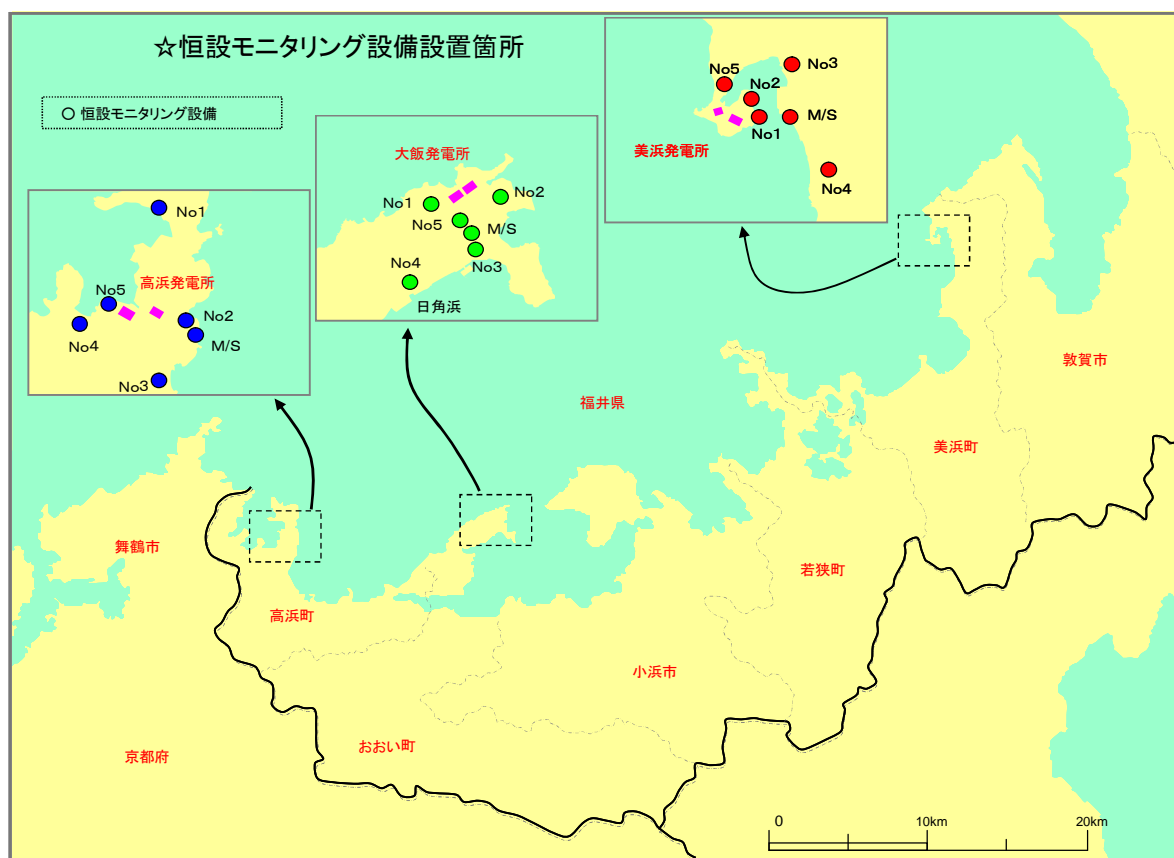
- ・風車型風向風速計
- ・ドップラーソーダ式風向風速計
- ・電気式日射計
- ・風防型放射収支計
- ・電気式温度計
- ・電気式湿度計
- ・転倒ます型雨量計

## 2. 概略配置図（恒設モニタリング設備および代替モニタリング設備）

### (1) 恒設モニタリング設備の配置

各発電所の敷地周辺に 6 箇所

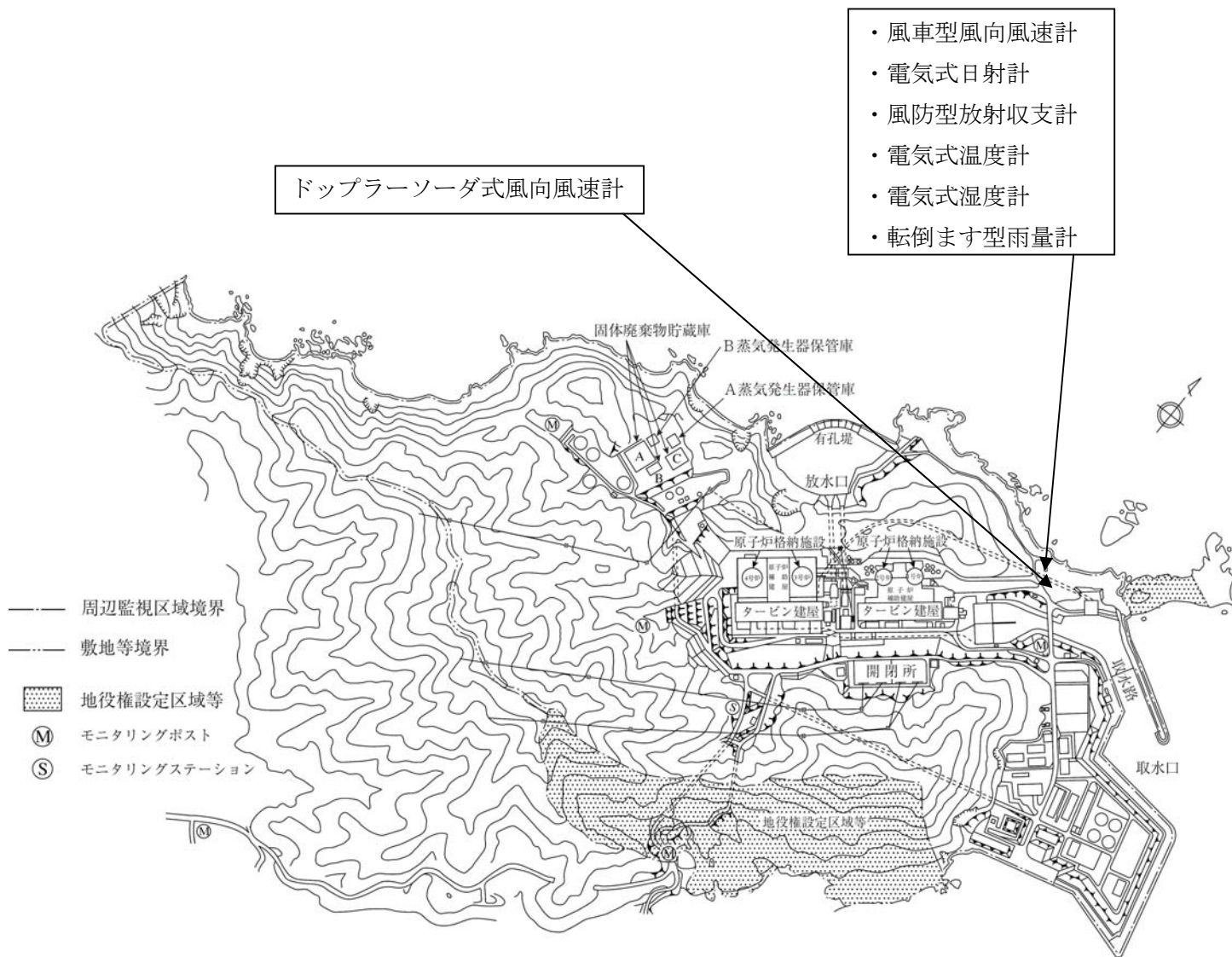
（電気事業法上の工事計画届出対象のモニタリングポスト）





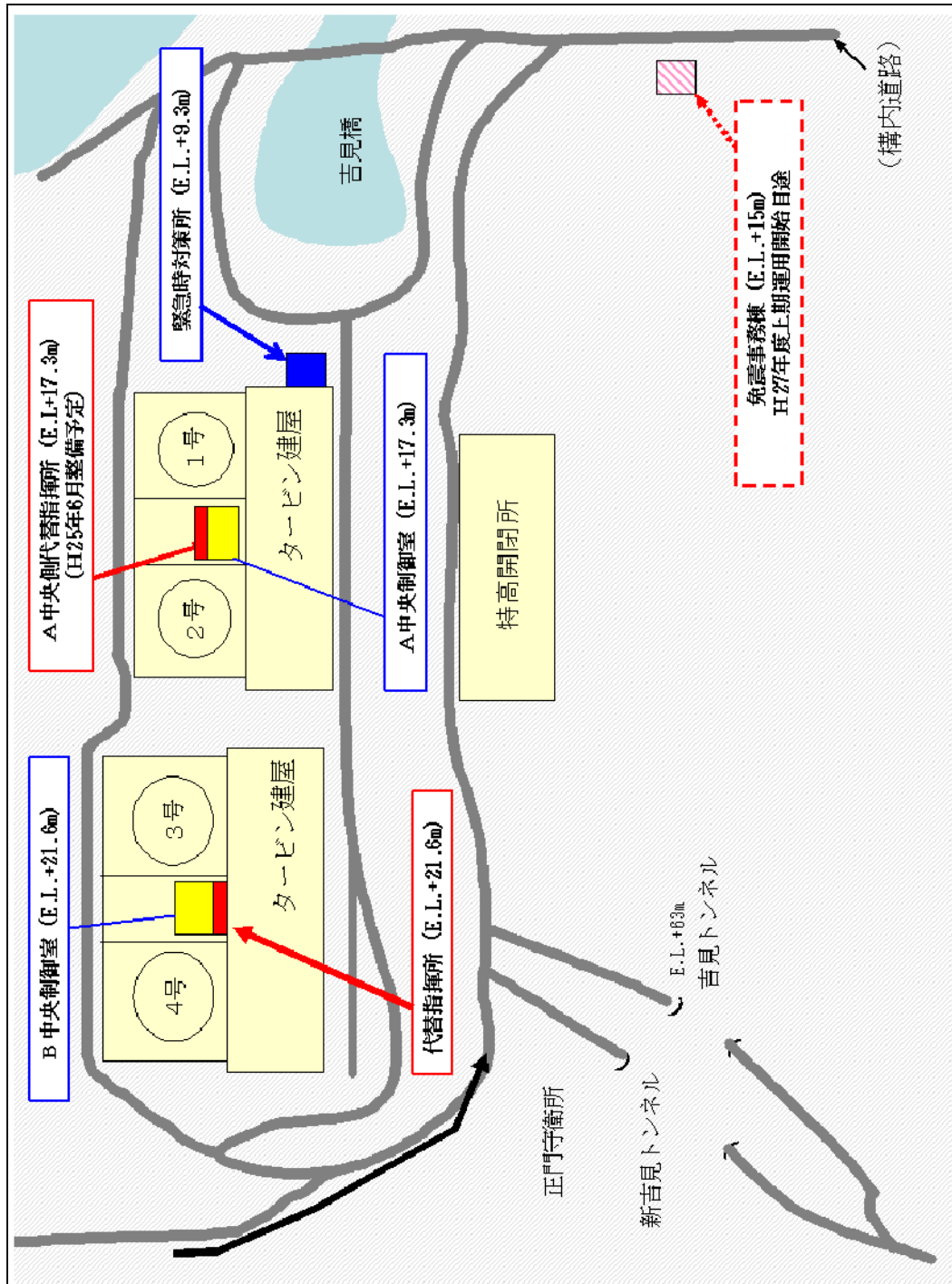
(2) 気象観測設備の配置

発電所構内の気象観測項目は、風向、風速、日射量、放射収支量、気温、湿度、降水量であり、各気象観測項目の測定地点を以下に示す。



通信連絡設備に係る説明資料

1. 概略配置図



## 2. 資機材一覧

資 機 材	
通信連絡設備	トランシーバー
	携行型通話装置
	携行型通話装置用ケーブル
	衛星電話

## 敷地外への放射性物質の拡散抑制対策に係る説明資料

## 1. 設備仕様

## (1) 放水砲

型 式	PM-8P
台 数	2(大飯発電所共用)
放 水 量	0.8MPa-20,000L/min/台
上 下 角 度 (射高)	+35° ~ +75° (24m~76m)
旋 回 角 度	左右各 30°
ホース接続口	300 J ストーズ金具
重 量	約 2,100kg

## (2) シルトフェンス (垂下型汚濁水拡散防止膜)

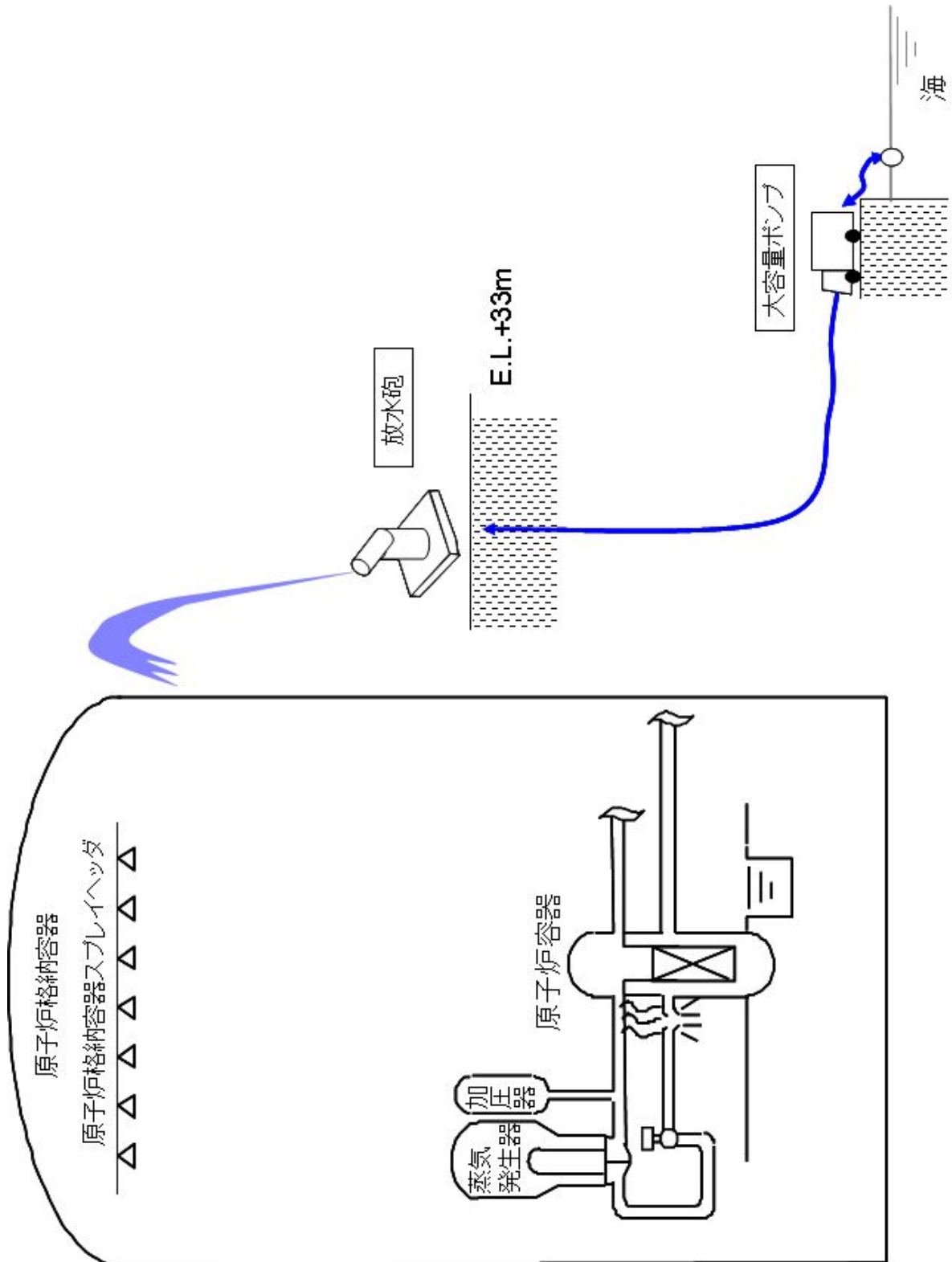
## a. 取水路用

型 式	OSK-300
本 数	2
本 体 材 料	ポリエステル製
フ ロ ー ト 径	Φ 300mm
高 さ	約 10m
幅	約 70m

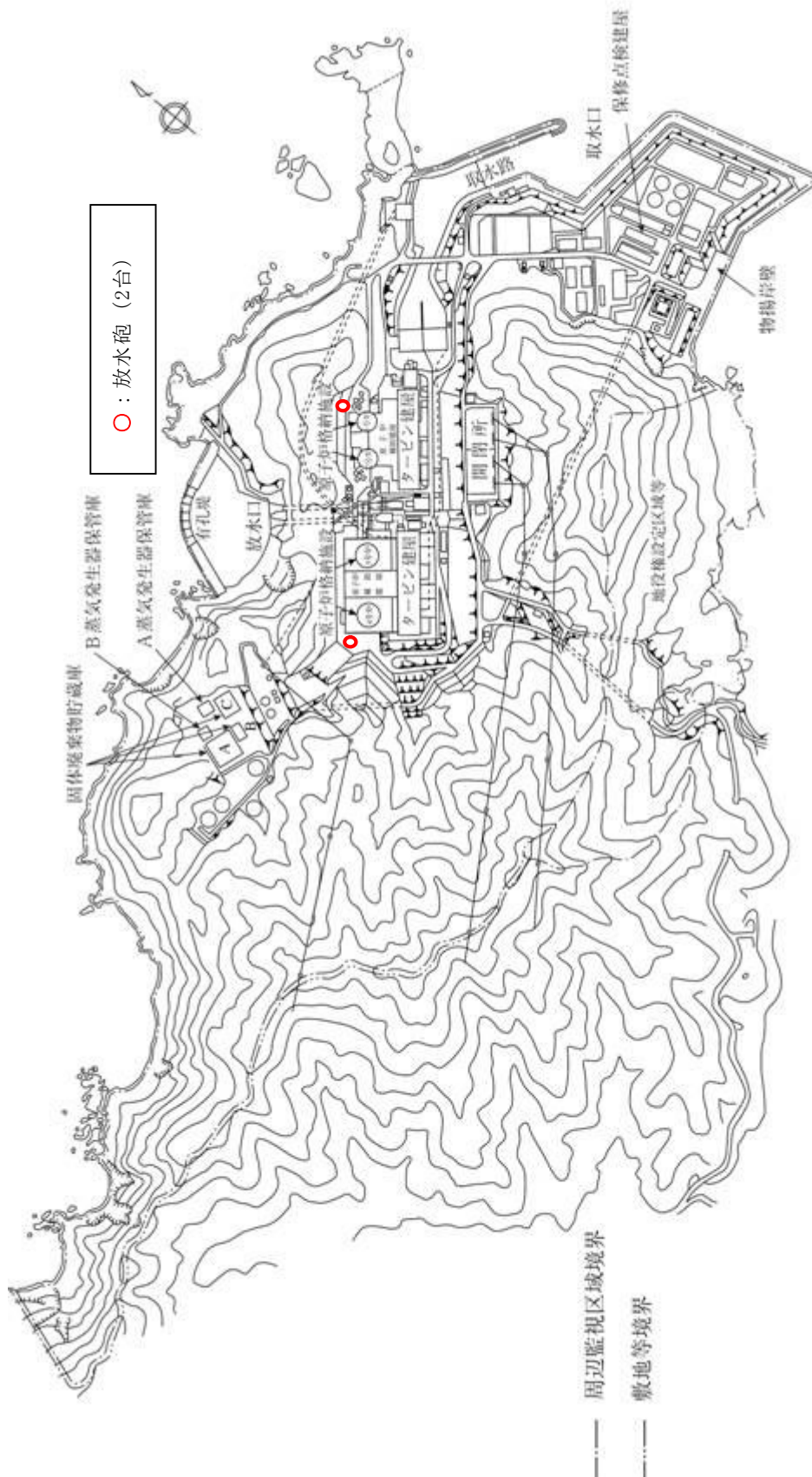
## b. 放水口用

型 式	OSK-300
本 数	2
本 体 材 料	ポリエステル製
フ ロ ー ト 径	Φ 300mm
高 さ	約 4m
幅	約 70m

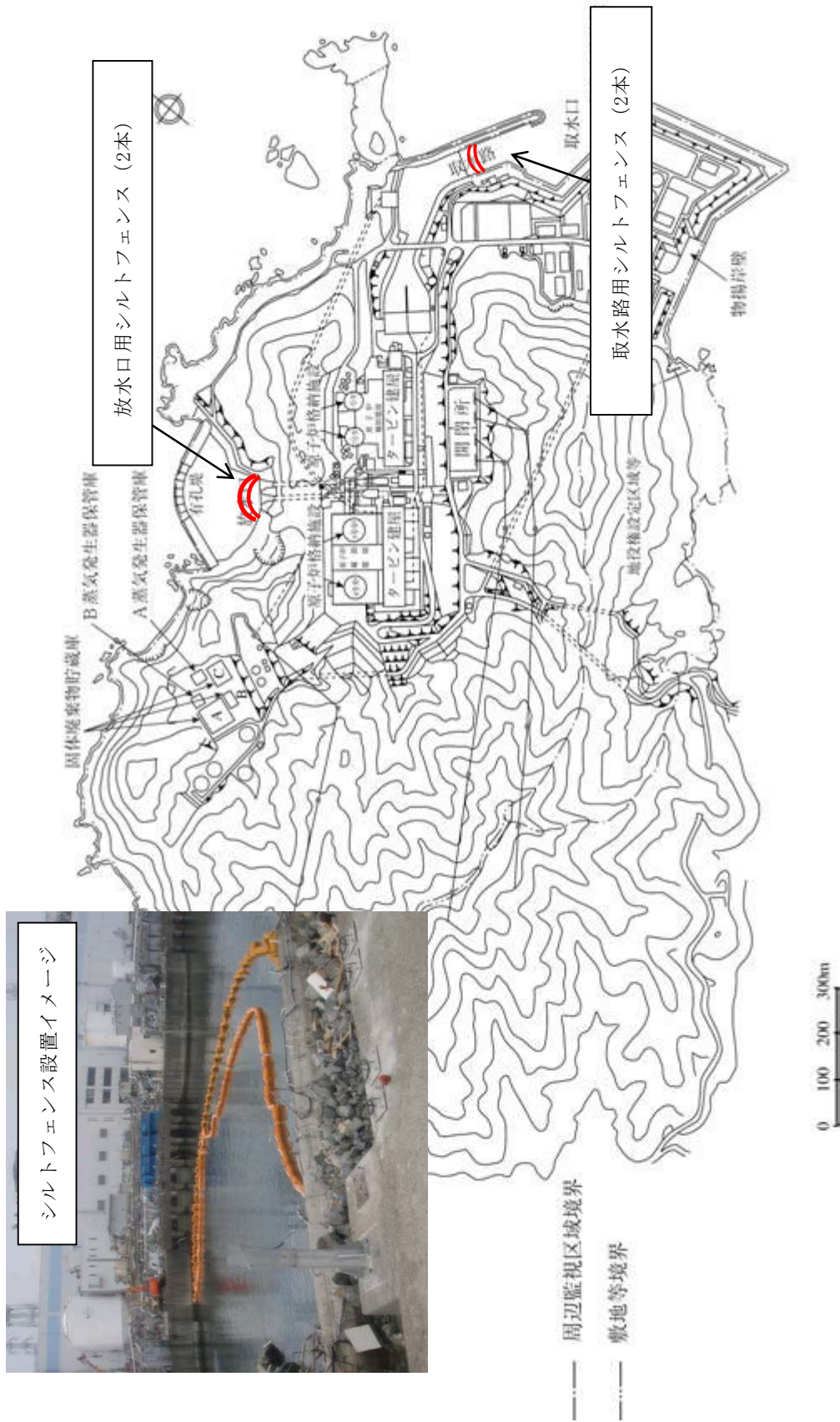
2. 概略系統図 (放水砲)



3. 概略配置図



設備配置図 (放水砲)



設備配置図 (シルトフェンス)

## 有効性評価結果

### <目次>

1. 事故シーケンスグループ
  - 1.1 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの選定
  - 1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定
  - 1.3 停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの選定
  
2. 炉心損傷防止対策の有効性評価
  - 2.1 2次系からの除熱機能喪失
  - 2.2 全交流電源喪失
  - 2.3 原子炉補機冷却機能喪失
  - 2.4 格納容器の除熱機能喪失
  - 2.5 原子炉停止機能喪失
  - 2.6 ECCS 注水機能喪失
  - 2.7 ECCS 再循環機能喪失
  - 2.8 格納容器バイパス
  
3. 格納容器破損防止対策の有効性評価
  - 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
  - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
  - 3.3 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用
  - 3.4 水素燃焼
  - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
  
4. 使用済燃料貯蔵プールにおける燃料損傷防止対策の有効性評価
  - 4.1 想定事故 1
  - 4.2 想定事故 2



5. 停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価
  - 5.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系統による停止時冷却機能喪失）
  - 5.2 全交流電源喪失
  - 5.3 原子炉冷却材の流出
  - 5.4 反応度の誤投入

## 1. 事故シーケンスグループ

### 1.1 炉心損傷防止対策の有効性評価に係る事故シーケンスグループの選定

原子力規制委員会（以下、「NRA」という。）で策定した新規制基準（重大事故対策）に対応するために、事業者として想定する炉心損傷防止対策に関する事故シーケンスグループの選定を行った。具体的には、個別プラントの内部事象に関する PRA の知見等を活用して事故シーケンスグループの選定を行い、NRA が指定する事故シーケンスグループとの包含関係の評価を実施した。

#### 1.1.1 事故シーケンスグループ選定方針

運転時の異常な過渡変化および設計基準事故等の事象が発生した場合に、原子炉を安全な状態に移行させるための基本的な安全機能として「原子炉停止機能」、「原子炉冷却機能」、「原子炉格納容器閉じ込め機能」（いわゆる、「止める」「冷やす」「閉じ込める」）がある。これらの安全機能が、発生した事故等の状況に応じて適切に機能しなければ、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器（以下、「格納容器」という。）の破損に至ることとなる。ここでは、炉心損傷防止対策の検討を目的とした、事故シーケンスグループの分析・選定を実施することから、「原子炉停止機能」と「原子炉冷却機能」を対象とする。これらの基本的な安全機能は、発生する事象の要因が原子力プラントの内部で発生する内部事象であっても、地震や津波など原子力施設の外部で発生する外部事象であっても同じである。

また、上記の選定に加え、PRA の知見を活用した事故シーケンスグループの分析・選定についても実施する(1.1.2 項(2)参照)。

### 1.1.2 具体的な選定方法と選定結果

#### (1) PWR における炉心損傷防止のための安全機能を構成する機能の分類

(a) **原子炉停止機能**：原子炉を臨界状態から未臨界状態にし、原子炉を安全な状態に移行する。PWR においては原子炉容器上部に設置されている制御棒を炉心に挿入することで原子炉を停止させることが必要である。この機能が喪失した場合、原子炉を未臨界状態にできず炉心損傷に至る可能性があることから事故シーケンスグループとして分類する。(1：原子炉停止機能喪失)

(b) **原子炉冷却機能**：原子炉の停止に成功した場合においても、その後に炉心からの崩壊熱を除去しなければ、炉心損傷に至る。PWR においては、崩壊熱の除去手段として、1 次系で冷却する手段（非常用炉心冷却系統（以下、「ECCS」という。）による除熱）と 2 次系により炉心を冷却する手段（補助給水系による 2 次系からの除熱）を有しており、原子炉冷却材圧力バウンダリの状態により、いずれかの手段もしくは両方を用いて冷却を行う。

##### (b-1)ECCS による除熱：

原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれず、1 次冷却材が格納容器内に漏えいする場合、まずは炉心を冷却するために必要な水を注入することが必要である。さらに、ECCS により注入した水を再循環サンプから ECCS を用いて、余熱除去系冷却器等で冷却し、再度炉心に注入する、いわゆる再循環運転が必要である。これらの機能が喪失した場合、炉心の冷却が十分に行われずに炉心損傷に至る可能性があることから、それぞれを事故シーケンスグループとして分類する。(2：ECCS 注水機能喪失、3：ECCS 再循環機能喪失)

また、原子炉冷却材圧力バウンダリが健全でない場合において、格納容器内に大量のエネルギーが放出され、加圧、加温されることで格納容器の健全性が脅かされる場合、格納容器内からの除熱機能が必要である。この機能が喪失した場合、循環するための水

(水蒸気) が格納容器内に閉じ込められず、炉心損傷に至る (いわゆる格納容器先行破損が発生する) 可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類する。**(4 : 格納容器除熱機能喪失)**

また、1 次冷却材が格納容器外に漏えいする場合、いわゆる格納容器バイパス事象については、まずはその漏えい箇所を隔離することにより、1 次冷却材を確保して、炉心を冷却することが必要である。この隔離機能が喪失した場合は、ECCS による注入に成功した場合においても、漏えいが継続すればやがては水源が枯渇し、炉心を冷却することができなくなるため、炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類する。

**(5 : 漏えい箇所の隔離機能喪失)**

(b-2) 補助給水系による 2 次系からの除熱

原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性が保たれている場合は、ECCS による冷却は必要ではないが、補助給水系を用いて 2 次系から炉心を除熱することが必要である。この機能を喪失した場合に、炉心の除熱手段を失い、炉心損傷に至る可能性があることから事故シーケンスグループとして分類する。ただし、蒸気発生器伝熱管破損 (SGTR) 事象のように原子炉冷却材圧力バウンダリが健全でない場合においても、系外に放出されるエネルギーが小さい場合は、2 次系からの除熱機能を必要とする場合もある。**(6 : 2 次系からの除熱機能喪失)**

また、これらの原子炉冷却機能が、その安全機能を果たすためには、フロントライン系としての補機類の作動に必要な電源系や補機冷却水系といったサポート系が必要である。これらの機能が喪失した場合、それ自体が起因事象となり、かつ原子炉冷却機能が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから、それぞれ事故シーケンスグループとして分類する。**(7 : 安全機能のサポート機能 (電源機能)、(補機冷却機能) 喪失)**

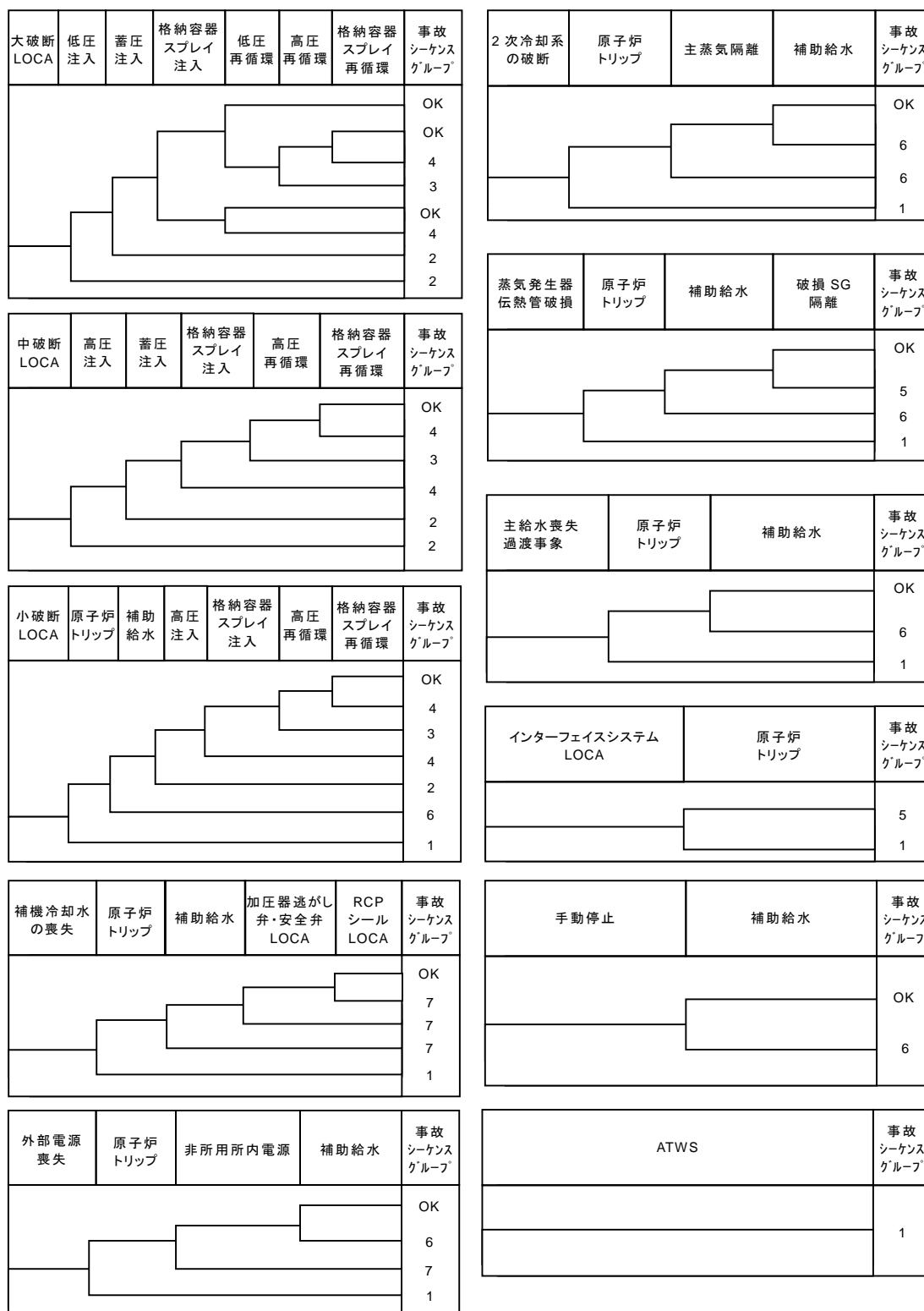
(2) PRA の知見を活用した事故シーケンスグループの選定

ここでは、(1)で分類した事故シーケンスグループと PRA で使用するイベントツリーを活用した事故シーケンスグループとの関係を整理する。なお、本イベントツリーではこれまでに整備した重大事故対策や福島第一原子力発電所事故後に整備した緊急安全対策などのヘディングは、重大事故対策の有効性を評価する観点から考慮していない。

具体的には、内部事象 PRA で対象とする各起因事象から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等をイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出の上、それらをグループ化した。その検討結果は第 1.1.1 図のとおりであり、イベントツリーで炉心損傷と判断されるシナリオは全て(1)で分類した事故シーケンスグループで示されることが確認できた。

一方、外部事象としての地震や津波の場合、建屋・構築物や大型機器等の大規模な損傷が発生し、炉心損傷に至る可能性を無視できない。これらの外部事象特有の起因事象については、第 1.1.2 図、第 1.1.3 図に示すような階層イベントツリーを用いて評価を行い、地震 PRA および津波 PRA についてそれぞれ、第 1.1.4 図および第 1.1.5 図に示すフロントラインイベントツリーを用いて事象進展を評価している。このような場合も何らかの安全機能の喪失を経て炉心損傷に至るものであり、上述した事故シーケンスグループの何れかに分類される。

また、上記選定結果(第 1.1.1～1.1.5 図)を用いて、各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスについて整理を実施した。整理した結果を表 1.1.1 に示す。



- 1 : 原子炉停止機能喪失      2 : ECCS注水機能喪失      3 : ECCS再循環機能喪失  
 4 : 格納容器除熱機能喪失      5 : 漏えい箇所の隔離機能喪失      6 : 2次系からの除熱機能喪失  
 7 : 安全機能のサポート機能喪失（電源機能）、（補機冷却機能）

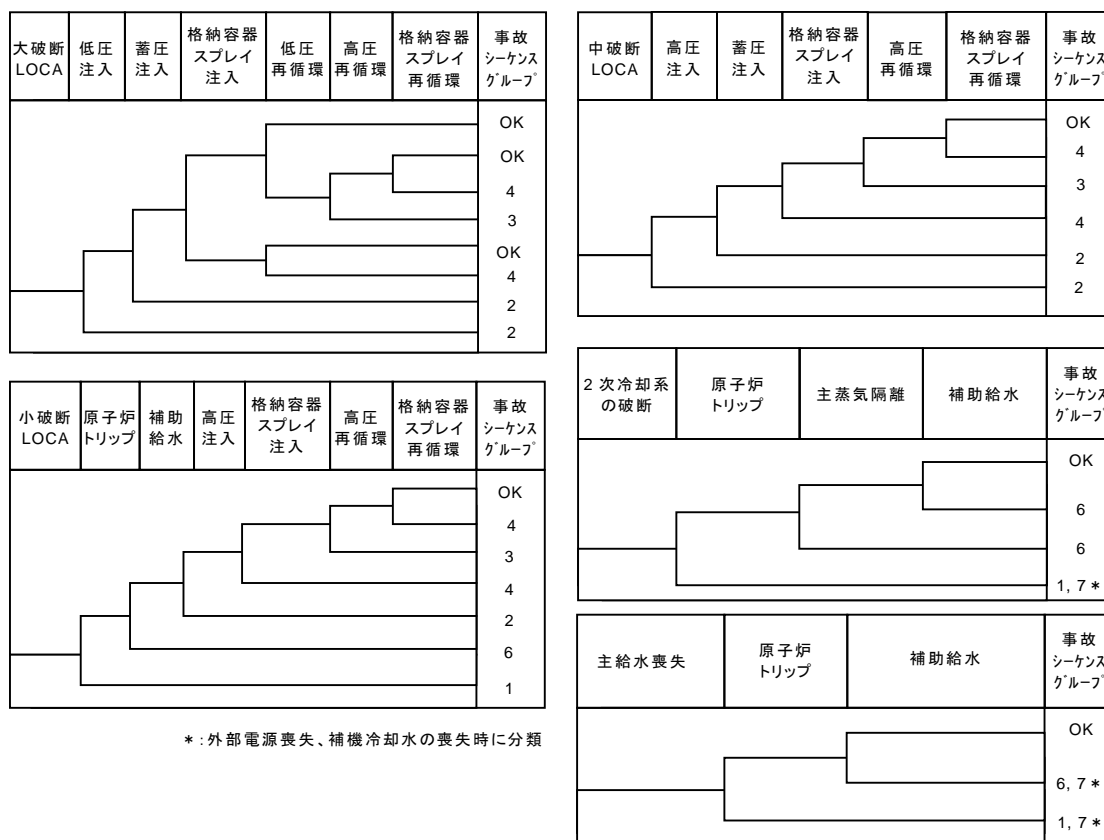
第 1.1.1 図：炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化（代表 4 ループ）

地震	CVバイパス	直接炉心損傷 に至る事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系の 破断	フロントライン イベントツリー
							主給水喪失
							2次冷却系の破断
							小LOCA
							中LOCA
							大LOCA
							直接炉心損傷 (1,2,6,7に分類)
							格納容器バイパス (5に分類)

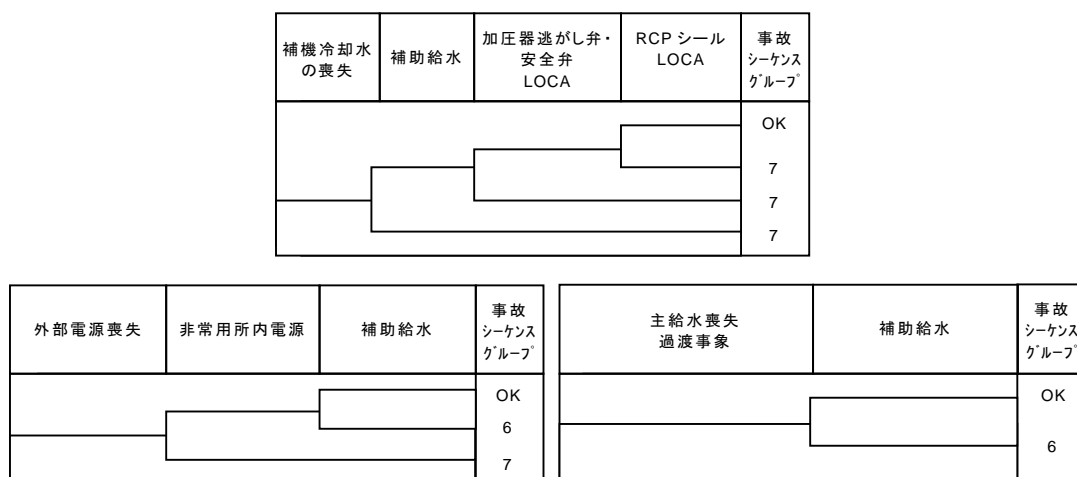
第 1.1.2 図：地震 PRA 階層イベントツリー

津波	直接炉心損傷 に至る事象	補機冷却水 の喪失	外部電源 喪失	主給水喪失	過渡事象	フロントライン イベントツリー
						冷却成功
						過渡事象
						主給水喪失
						外部電源喪失
						補機冷却水の 喪失
						直接炉心損傷 (7に分類)

第 1.1.3 図：津波 PRA 階層イベントツリー



第 1.1.4 図：地震 PRA フロントラインイベントツリー



第 1.1.5 図：津波 PRA フロントラインイベントツリー



表 1.1.1 : 各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス

事故シーケンスグループ	具体的な事故シーケンス
1 : 原子炉停止機能喪失	AT+原子炉トリップ失敗
2 : ECCS 注水機能喪失	Excess LOCA*
	大 LOCA+低圧注入失敗
	大 LOCA+蓄圧注入失敗
	中 LOCA+蓄圧注入失敗
	中 LOCA+高圧注入失敗
	小 LOCA+高圧注入失敗
3 : ECCS 再循環機能喪失	大 LOCA+高圧再循環失敗+ 低圧再循環失敗
	中 LOCA+高圧再循環失敗
	小 LOCA+高圧再循環失敗
4 : 格納容器除熱機能喪失	大 LOCA+低圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗
	大 LOCA+低圧再循環失敗+ 格納容器スプレイ再循環失敗
	中 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗
	中 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗
	小 LOCA+格納容器スプレイ注入失敗
	小 LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗
5 : 漏えい箇所の隔離機能喪失	インターフェイスシステム LOCA
	SGTR+破損 SG 隔離失敗
6 : 2 次系からの除熱機能喪失	小 LOCA+補助給水失敗
	主給水喪失+補助給水失敗
	過渡事象+補助給水失敗
	手動停止+補助給水失敗
	外部電源喪失+補助給水失敗
	2 次系破断+補助給水失敗
	2 次系破断+主蒸気隔離失敗
	SGTR+補助給水失敗
7-1 : 安全機能のサポート機能喪失 (電源機能喪失)	外部電源喪失+非常用所内電源喪失
	補機冷却水の喪失+RCP シール LOCA
7-2 : 安全機能のサポート機能喪失 (補機冷却機能喪失)	補機冷却水の喪失+ 加圧器逃がし/安全弁 LOCA
	補機冷却水の喪失+補助給水失敗

\* 原子炉容器損傷や原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の複数本破断等により発生する、大 LOCA を上回る規模の LOCA のこと

(3) 事故シーケンスグループの選定結果および NRA が指定する事故シーケンスグループとの比較

(1)および(2)で選定した事故シーケンスグループは表 2 のとおりであり、NRA が指定する事故シーケンスグループと同等である。

表 1.1.2. PWR プラントの安全機能の分類と事故シーケンスグループの選定結果および NRA が指定する事故シーケンスグループの比較

安全機能		選定した事故シーケンスグループ	NRA が指定する事故シーケンスグループ
停止機能	原子炉停止機能	1：原子炉停止機能喪失	原子炉停止機能喪失
冷却機能	ECCS による冷却機能	1 次冷却材注入機能	2：ECCS 注水機能喪失
		1 次冷却材再循環機能	3：ECCS 再循環機能喪失
		格納容器除熱機能	4：格納容器除熱機能喪失
		漏えい箇所の隔離機能	5：漏えい箇所の隔離機能喪失
	2 次系による冷却機能	2 次系からの除熱機能	6：2 次系からの除熱機能喪失
	安全機能のサポート機能	電源機能	7-1：安全機能のサポート機能喪失（電源機能喪失）
補機冷却機能		7-2：安全機能のサポート機能喪失（補機冷却機能喪失）	

注) IS-LOCA：インターフェイスシステム LOCA、SGTR：蒸気発生器伝熱管破損

以上のとおり、選定した事故シーケンスグループは、NRA が指定する事故シーケンスグループに含まれるものであり指定された事故シーケンスグループ以外のグループは抽出されなかった。

## 1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る格納容器破損モードの選定

NRA で策定した新規規制基準（重大事故対策）の要求に対応するために、事業者として想定する格納容器破損モードの選定を行った。具体的には、個別プラントの内部事象に関する PRA の知見等を活用して格納容器破損モードの選定を行い、NRA が指定する格納容器破損モードとの包含関係の評価を実施した。

### 1.2.1 格納容器破損モード選定方針

炉心損傷が発生した後、溶融した炉心と格納容器内の水（1次冷却材等）、または格納容器構造物などとの反応や、その反応によって生じる非凝縮性ガスや可燃性ガスが格納容器の健全性を脅かし、格納容器の破損に至る可能性がある。これらの格納容器内での物理現象等により格納容器の破損に至るシナリオについて検討を行い格納容器破損モードの選定を実施する（1.2.2 項(1)参照）。これらの炉心損傷後に想定される物理現象の発生やその後の事象進展の考え方は、内部事象であっても外部事象であっても同じである。

また、上記の選定に加え、内部事象レベル 2PRA の知見を活用した格納容器破損モードの選定についても実施する（1.2.2 項(2)参照）。

## 1.2.2 具体的な選定方法と選定結果

### (1) 炉心損傷後の物理現象等による格納容器破損モードの選定

炉心損傷に伴う格納容器破損モードは、以下に示すような格納容器内における熔融炉心の挙動と発生する物理現象等の違いにより、その破損モードが分類できる（第 1.2.1 図参照）。

原子炉容器内の熔融炉心は、原子炉容器破損時の 1 次系の圧力状態により、その放出形態が異なる。1 次系の圧力が高い場合は、熔融炉心や水蒸気等が飛散放出し格納容器を直接加熱することで、格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して格納容器が破損に至る可能性があることから破損モードとして分類する。**(1：高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)**

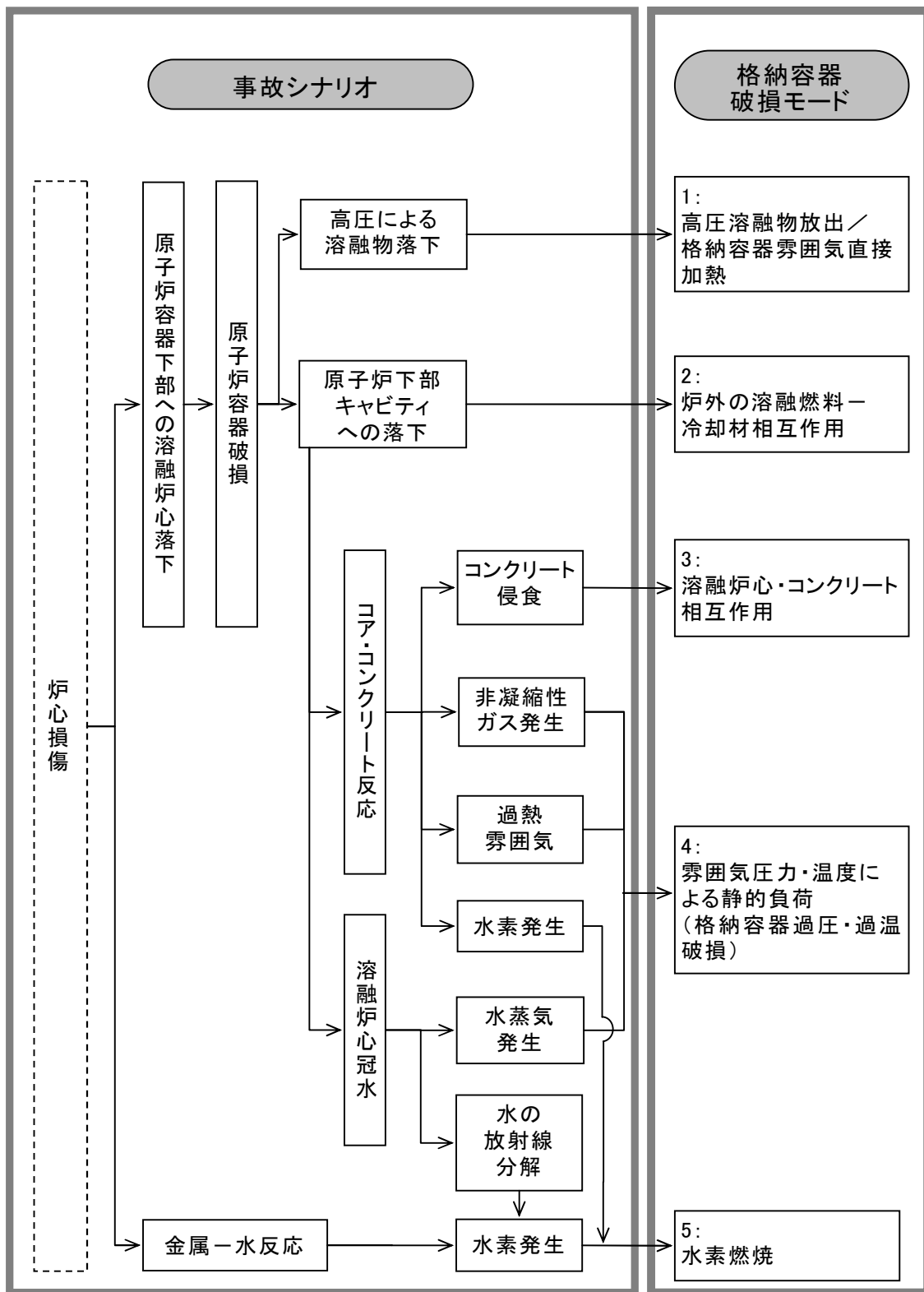
一方、1 次系の圧力が低い場合は、熔融炉心が重力落下し原子炉下部キャビティに落下する。落下した熔融炉心は、下部キャビティに水が十分ある場合、水と接触することにより一時的な圧力の急上昇が発生する可能性があり、これにより格納容器の破損に至る可能性があることから破損モードとして分類する。**(2：炉外の熔融燃料－冷却材相互作用)**

また、下部キャビティに水が十分無い場合は、熔融炉心とコンクリートとの化学反応や熔融炉心の崩壊熱によって、コンクリートが侵食され、格納容器破損に至る可能性があることから破損モードとして分類する。**(3：熔融炉心・コンクリート相互作用)**

さらに、上記の化学反応等に伴って発生した非凝縮性ガスや、格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材および熔融炉心の崩壊熱等の熱により発生した水蒸気などの蓄積により、格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、格納容器の破損に至る可能性があることから破損モードとして分類する。**(4：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)**

また、これら一連の過程において水-ジルコニウム反応等により発生した水素が激しく燃焼することで格納容器の破損に至る可能性があることから破損モードとして分類する。**(5：水素燃焼)**

なお、溶融炉心が原子炉容器内部において 1 次冷却材と相互作用（水蒸気爆発）を起こし、その際に発生する衝撃波により原子炉容器構造部が破損し、破損物がミサイルとなって格納容器の破損に至るといふ事象や 1 次系が高圧の状態であり原子炉容器が破損し、格納容器内へ急激に分散したデブリが格納容器壁に付着して、熱的に格納容器壁が破損に至るといふ事象も考えられるが、これらの事象は既往の各種研究等により格納容器破損に至る可能性は極めて低いとされていることから、破損モードとしては含めない。



第 1.2.1 図：格納容器破損に至る事故シナリオ

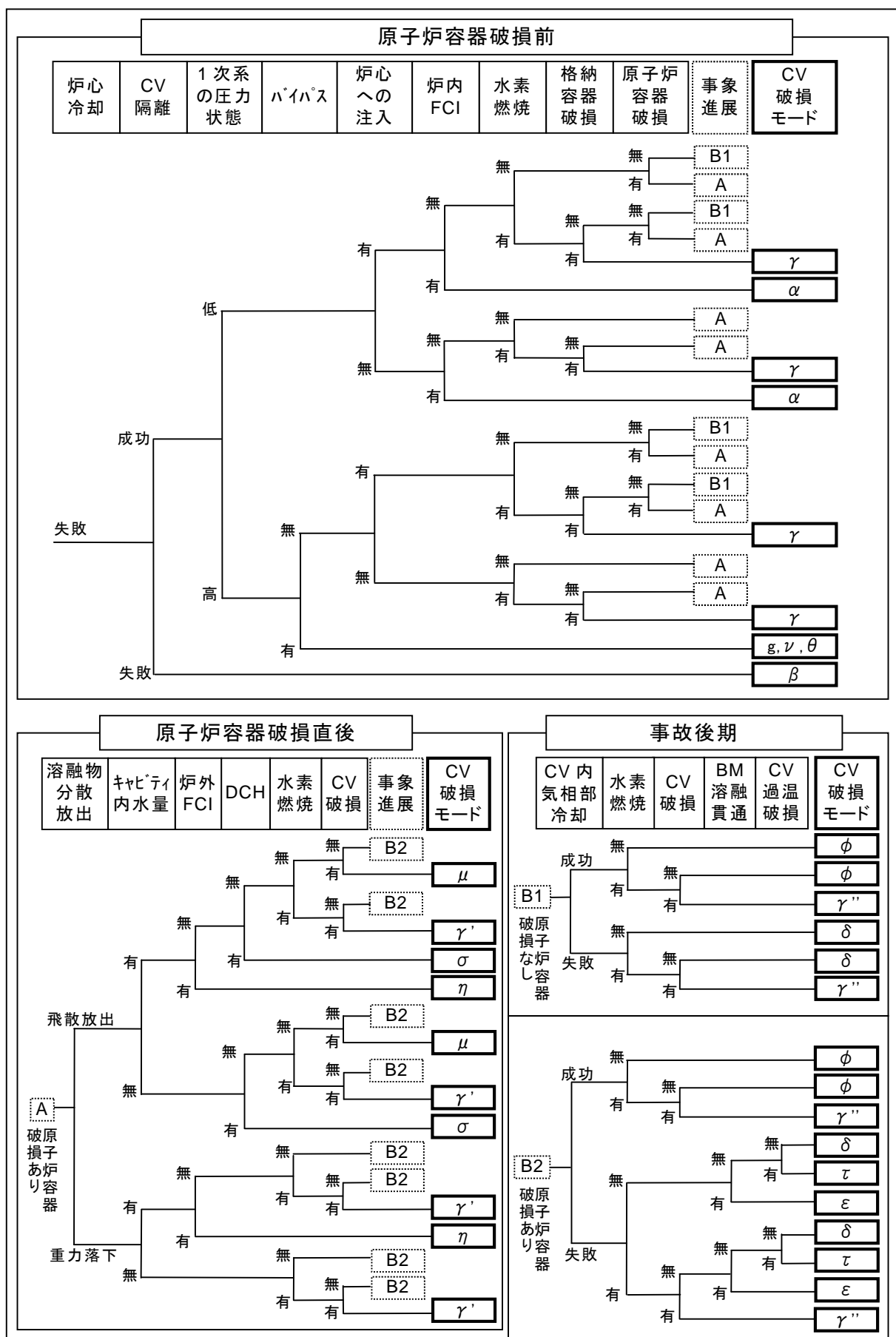
(2) PRA の知見を活用した格納容器破損モードの選定

(a) PWR プラントにおける格納容器破損モードの選定

格納容器破損に至るシナリオは、種々の物理現象等の発生の有無などの組み合わせ等により、いわゆる格納容器破損モードに分類ができ、これらの格納容器破損モードに至るシナリオについては、レベル 2PRA で用いられる格納容器イベントツリー（以下、「CET」という。）により分析をすることができる。ここでは内部事象レベル 2PRA の知見を活用して CET を作成した（第 1.2.2 図参照）。本 CET では、既に整備されている重大事故対策や復旧・回復操作などのヘディングは重大事故対策の有効性を評価する観点から考慮していない。CET を用いて分析した結果、表 1.2.1 に示す格納容器破損モードが抽出された。なお、本評価を実施するにあたり、「日本原子力学会標準 原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準（レベル 2PSA 編）：2008」に示されている格納容器破損モードおよび CET の例を参考にした。

表 1.2.1：抽出された格納容器破損モード

破損モード	破損モードの説明
$\alpha$	原子炉容器内での水蒸気爆発による格納容器破損
$\beta$	格納容器隔離失敗
$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損以前）による格納容器過圧破損
$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損直後）による格納容器過圧破損
$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損
$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
$\varepsilon$	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通
$\eta$	格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる格納容器破損
$\theta$	水蒸気蓄積による準静的加圧による格納容器先行破損
$\mu$	デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損
$\nu$	インターフェイスシステム LOCA 後の炉心損傷による格納容器バイパス
$g$	蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱による破損
$\tau$	格納容器貫通部過温破損
$\phi$	格納容器が健全に維持されて事故が収束



第 1.2.2 図：PWR の格納容器イベントツリー (CET)



(b) 本評価における格納容器破損モードの扱い

(a)項で選定された格納容器破損モードのうち、本評価で対象とする格納容器破損モードの選定を行った。本評価では、炉心の著しい損傷に伴って発生する格納容器破損モードを想定することとし、格納容器バイパス事象が発生するような事象（ $g$ 、 $v$ および $\theta$ モード）は炉心損傷防止対策において対象とし、ここでは対象外とした。さらに、NUREG-1116 および NUREG/CR-6042 等の知見から工学的に発生しないと考えられる事象（ $\alpha$ 、 $\mu$ モード）や炉心損傷の発生と関係のない事象（ $\beta$ モード）は対象外とした。本評価で対象となる格納容器破損モードは表 1.2.2 の通りである。

また、(1)で選定した格納容器破損モードとの比較を行った結果、(2)で選定した格納容器破損モードと(1)で選定した格納容器破損モードは一致していることが確認できた。

表 1.2.2 : PRA の知見を活用して選定した格納容器破損モードと

物理現象等による格納容器破損モード選定結果との比較

PRA の知見を活用して選定した 格納容器破損モード		物理現象等から選定した 格納容器破損モード
$\gamma$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損以前）による格納容器過圧破損	5：水素燃焼
$\gamma'$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損直後）による格納容器過圧破損	5：水素燃焼
$\gamma''$	水素燃焼又は水素爆轟（原子炉（圧力）容器破損後長時間経過後）による格納容器過圧破損	5：水素燃焼
$\epsilon$	デブリ・コンクリート相互作用によるベースマット溶融貫通	3：溶融炉心・コンクリート相互作用
$\eta$	格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる格納容器破損	2：炉外の溶融燃料—冷却材相互作用
$\sigma$	格納容器雰囲気直接加熱による破損	1：高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
$\tau$	格納容器貫通部過温破損	4：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
$\delta$	水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損	4：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

(3) 格納容器破損モードの選定結果および NRA が指定するモードとの比較

(1)および(2)で選定した格納容器破損モードは表 1.2.3 のとおりであり、NRA が指定する事故シーケンスグループと同等である。

表 1.2.3 : PWR プラントにおいて想定すべき破損モードの選定結果と NRA が指定する格納容器破損モードの比較

選定した破損モード		NRA が指定する格納容器破損モード
1 : 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$ : 格納容器雰囲気直接加熱による破損	ii) 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
2 : 炉外の溶融燃料—冷却材相互作用	$\eta$ : 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる格納容器破損	iii) 炉外の溶融燃料—冷却材相互作用
3 : 溶融炉心・コンクリート相互作用	$\varepsilon$ : デブリ・コンクリート相互作用によるベースマツト溶融貫通	iv) 溶融炉心・コンクリート相互作用
4 : 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	$\tau$ : 格納容器貫通部過温破損	i) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
	$\delta$ : 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損	i) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
5 : 水素燃焼	$\gamma$ : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉 (圧力) 容器破損以前) による格納容器過圧破損	iv) 水素燃焼
	$\gamma'$ : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉 (圧力) 容器破損直後) による格納容器過圧破損	iv) 水素燃焼
	$\gamma''$ : 水素燃焼又は水素爆轟 (原子炉 (圧力) 容器破損後長時間経過後) による格納容器過圧破損	iv) 水素燃焼

以上のとおり、選定した格納容器破損モードは、NRA が指定する格納容器破損モードに含まれるものであり指定された格納容器破損モード以外のグループは抽出されなかった。

### 1.3 停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に係る重要事故シーケンスグループの選定

NRA で策定した新規規制基準（重大事故対策）の要求に対応するために、事業者として想定する「停止中の原子炉において燃料損傷のおそれがある事故シーケンスグループ」（以下、「停止中の事故シーケンスグループ」という。）の選定を行った。

#### 1.3.1 事故シーケンスグループ選定方針

1.1.1 において述べた基本的な安全機能については、停止中の原子炉に対しても同様である。ただし、停止中の原子炉の特徴としては、原子炉停止後の未臨界状態を維持するため、所定のほう素濃度になるまでほう酸水を炉心に注入するとともに、炉心で発生する崩壊熱を除去するために余熱除去系による冷却を行うことが必要である。つまり、基本的な安全機能としては、「原子炉停止機能」（未臨界維持機能）と「原子炉冷却機能」が必要である。これらの安全機能が、発生した事故等の状況に応じて適切に機能しなければ、炉心の著しい損傷に至ることとなる。停止中の原子炉に対する事故シーケンスグループの選定においても、「原子炉停止機能」と「原子炉冷却機能」を対象とするとともに、「原子炉冷却機能」については、その安全機能を構成する種々の機能があることから、それらを機能レベルで分類し、事故シーケンスグループを選定する。

また、上記の選定に加え、停止時 PRA の知見を活用した事故シーケンスの分析・選定についても実施する。（1.3.2 項(2)参照）

### 1.3.2 具体的な選定方法と選定結果

#### (1) PWRにおける停止中の原子炉における燃料損傷防止のための安全機能を確保するための機能の分類

##### (a) 原子炉停止機能（未臨界維持機能）

原子炉停止中に反応度が投入され、未臨界状態が確保できなくなった場合、燃料の過出力状態となり、炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類する。**(1：未臨界維持機能喪失)**

##### (b) 原子炉冷却機能

炉心内の1次冷却材が、炉心からの崩壊熱を除去するのに十分な量が確保できなくなるような事象が発生した場合、炉心損傷に至る可能性があることから、事故シーケンスグループとして分類する。**(2：原子炉冷却材バウンダリ機能喪失)**

一方で、炉心内の1次冷却材が崩壊熱を除去するのに十分であっても、崩壊熱を系外に放出するための余熱除去機能が喪失した場合は、崩壊熱を除去できなくなり、燃料損傷に至る可能性があることから、これを事故シーケンスグループとして分類する。**(3：余熱除去機能喪失)**

また、この余熱除去機能が、その安全機能を果たすためには、フロントライン系としての補機類の作動に必要な電源系や補機冷却水系といったサポート系が必要である。これらの機能が喪失した場合、余熱除去機能が喪失し、炉心損傷に至る可能性があることから、それぞれ事故シーケンスグループとして分類する。**(4：安全機能のサポート機能（電源機能）、（補機冷却機能）喪失)**

## (2) PRA の知見を活用した事故シーケンスグループの選定

ここでは、(1)で分類した事故シーケンスグループと PRA で使用するイベントツリーを活用した事故シーケンスグループとの関係を整理する。なお、本イベントツリーではこれまでに整備した重大事故対策や福島第一原子力発電所事故後に整備した緊急安全対策などのヘディングは、重大事故対策の有効性を評価する観点から考慮していない。

具体的には、停止時 PRA で対象とする各起因事象から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等をイベントツリーで分析し、炉心損傷に至る各事故シーケンスを抽出の上、それらをグループ化した。その検討結果は第 1.3.1 図のとおりであり、イベントツリーで炉心損傷と判断されるシナリオは全て(1)で分類した事故シーケンスグループで示されることが確認できた。

未臨界維持機能喪失			事故シーケンスグループ
			1 : 未臨界維持機能喪失
原子炉冷却材バウンダリ機能喪失			事故シーケンスグループ
			2 : 原子炉冷却材 バウンダリ機能喪失
余熱除去系機能喪失			事故シーケンスグループ
			3 : 余熱除去系機能喪失
外部電源喪失	非常用所内電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンスグループ
			OK
			3 : 余熱除去系機能喪失
			4 : 安全機能のサポート 機能（電源機能）喪失
補機冷却水の喪失			事故シーケンスグループ
			4 : 安全機能のサポート 機能（補機冷却機能） 喪失

図 1.3.1 : PWR の停止時における炉心損傷に至る事故シーケンスのグループ化

(3) PRA の知見を活用した事故シーケンスグループの選定結果および NRA が指定する事故シーケンスグループとの比較

(1)および(2)で選定した事故シーケンスグループは表 1.3.1 のとおりであり、NRA が指定する事故シーケンスグループと同等である。

表 1.3.1 PWR プラントの停止中の安全機能の分類と事故シーケンスグループの分析

結果および NRA が指定する事故シーケンスグループの比較

安全機能		選定した 事故シーケンス グループ	NRA が指定する 事故シーケンス グループ
(a)原子炉停止機能 (未臨界維持機能)		1：未臨界維持機能喪失	iv) 反応度の誤投入
(b)原子炉 冷却機能	冷却材の 確保	2：原子炉冷却材圧力 バウンダリ機能喪失	iii) 原子炉冷却材の流出
	崩壊熱 除去	3：余熱除去機能喪失	i) 崩壊熱除去機能喪失 (RHR による停止時 冷却機能喪失)
		4-1：安全機能のサポート 機能喪失 (電源機能喪失)	ii) 全交流電源喪失
		4-2：安全機能のサポート 機能喪失 (補機冷却機能喪失)	i) 崩壊熱除去機能喪失 (RHR による停止時 冷却機能喪失)

以上の通り、選定した事故シーケンスグループは、NRA が指定する事故シーケンスグループに含まれるものであり、指定された事故シーケンスグループ以外のグループは抽出されなかった。

## 2. 炉心損傷防止対策の有効性評価

### 2.1 2次系からの除熱機能喪失

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、小破断 LOCA 又は主給水喪失もしくは負荷の喪失等の過渡事象が発生した場合に、補助給水系又は主蒸気逃がし弁の機能喪失により 2 次系からの冷却機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉は自動停止するが、2 次系からの冷却機能がなくなることで、1 次系が高温・高圧状態になる。
- iii. これに対する重大事故対策としては、フィードアンドブリードとして、高圧注入系による炉心注水と加圧器逃がし弁の開放による 1 次系の減圧手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、炉心損傷を防止することができる。(第 2.1.1 図)

1 次系が早期に高温・高圧状態になる主給水喪失事象に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。
- ii. 安全機能の喪失として、補助給水系の機能喪失を仮定する。

#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 2.1.2~2.1.4 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

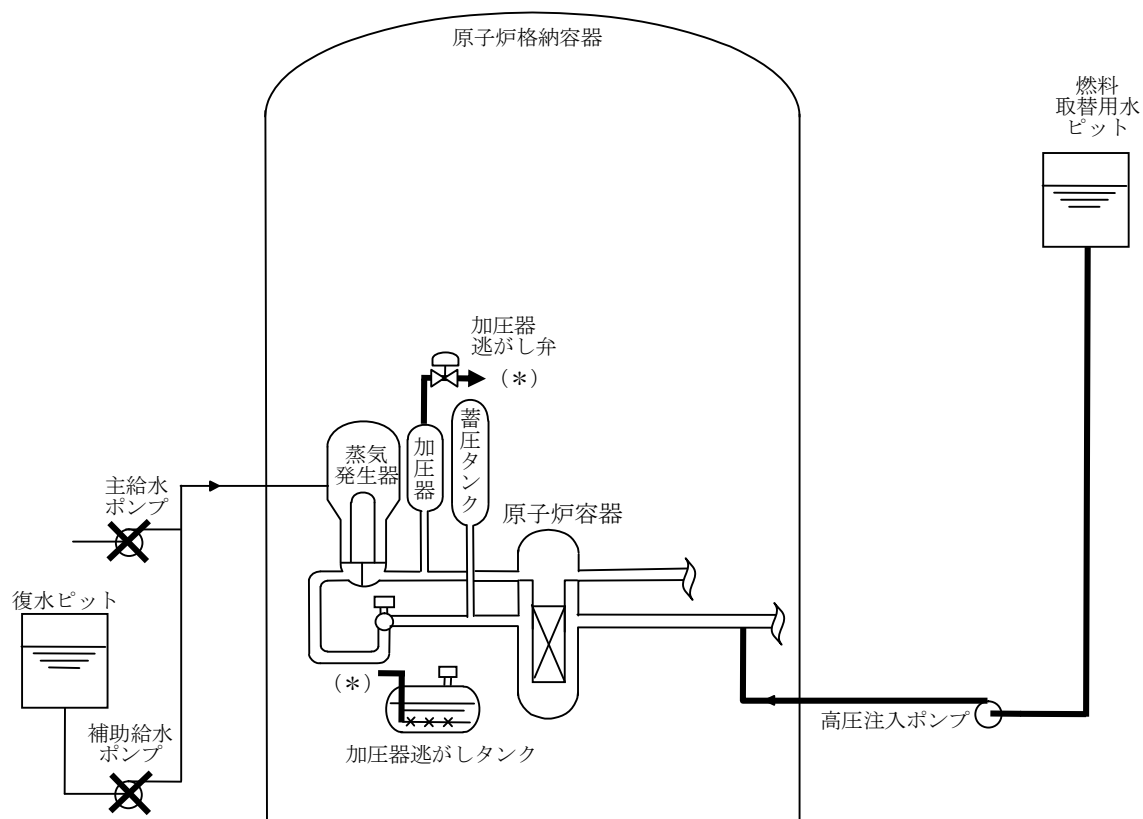
主給水流量の喪失および補助給水の機能喪失により、蒸気発生器水位が低下し、1 次系の温度および圧力が上昇する。事象発生後約 25 分の時点で蒸気発生器広域水位が 0%以下となり、その約 5 分後に、運転員の手動操作による安全注入信号の発信、および加圧器逃がし弁の開操作を開始することで、1 次系の注水および減圧は確保される。

この際、1 次系圧力の急激な低下に伴い、1 次系は気液二相になる

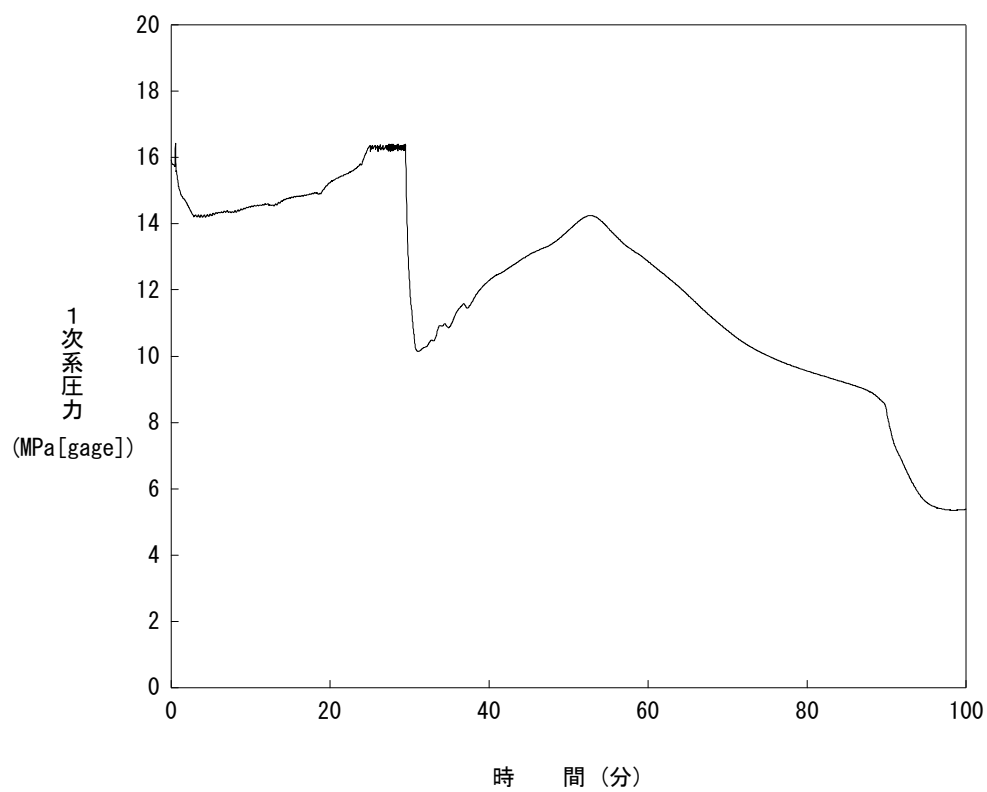


ことで 1 次系圧力が上昇に転じるが、その後、加圧器水位の低下に伴い 1 次系圧力が低下し、この期間、炉心が露出することはない。

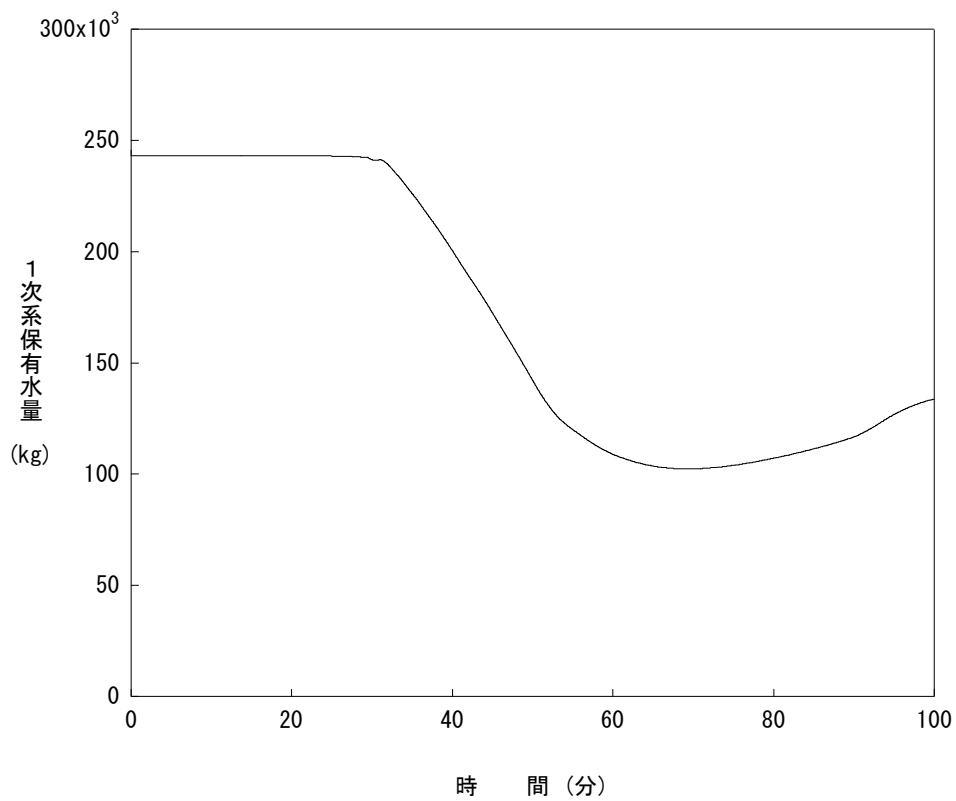
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



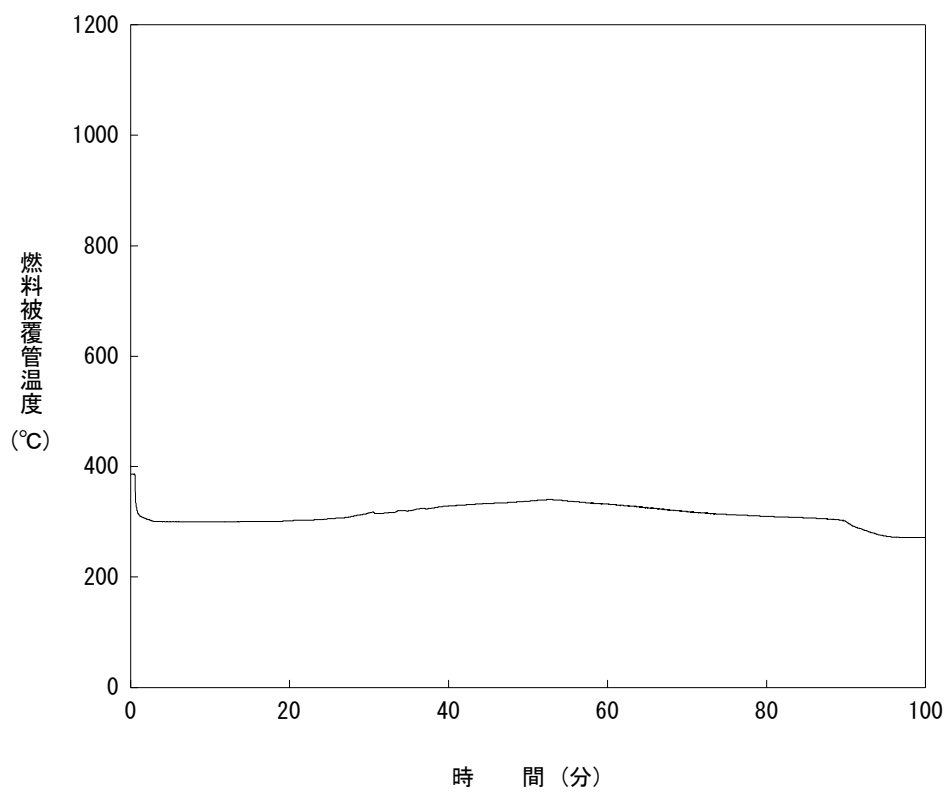
第 2.1.1 図 重大事故対策概要図



第 2. 1. 2 図 1 次系圧力の推移



第 2. 1. 3 図 1 次系保有水量の推移



第 2.1.4 図 燃料被覆管温度の推移

## 2.2 全交流電源喪失

### a. RCP シール LOCA が発生する場合

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失し、安全機能を有する構築物、系統および機器の交流電源が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、全交流電源喪失の発生後、原子炉は自動停止するが、全交流電源喪失による化学体積制御系および原子炉補機冷却系の機能喪失に伴い、RCP シール部へのシール水注入機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCP シール部から 1 次冷却材が系外に流出することで、炉心の冷却能力が低下する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、蒸気発生器を活用した 2 次系強制冷却、代替交流電源、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入手段を確保している。これにより蒸気発生器からの炉心の冷却・減圧を行うとともに、1 次冷却材を補給することで、炉心損傷を防止することができる。(第 2.2.1 図)

本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。  
また、格納容器内圧力、温度の推移を把握するため、COCO コードを使用する。
- ii. RCP1 台からの漏えい率は、最大となる 480gpm とし、RCP 全台 (4 台) からの漏えいを仮定する。
- iii. 安全機能の喪失として、原子炉補機冷却系の機能喪失を仮定する。

#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 2.2.2～2.2.7 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

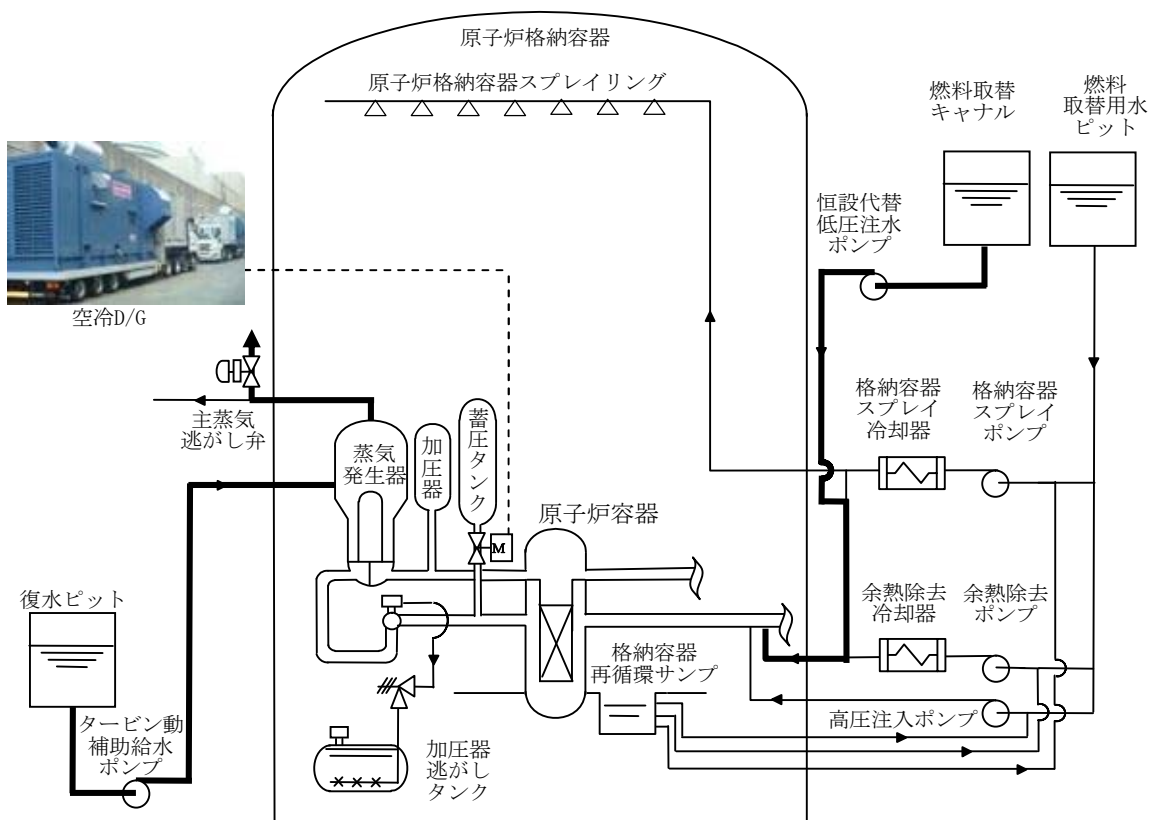
事象発生から 30 分で主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却を開始し、1 次系が減圧・冷却されることで、事象発生後約 46 分後に蓄圧注入系が動作する。

その後も冷却操作を継続し、事象発生から約 71 分後に 1 次系温度が約 208℃（1 次系圧力約 1.7MPa[gage]）に到達した段階で、その状態を保持し、事象発生から約 81 分後に蓄圧タンクの隔離操作を完了、さらにその 10 分後に主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却を再開する。

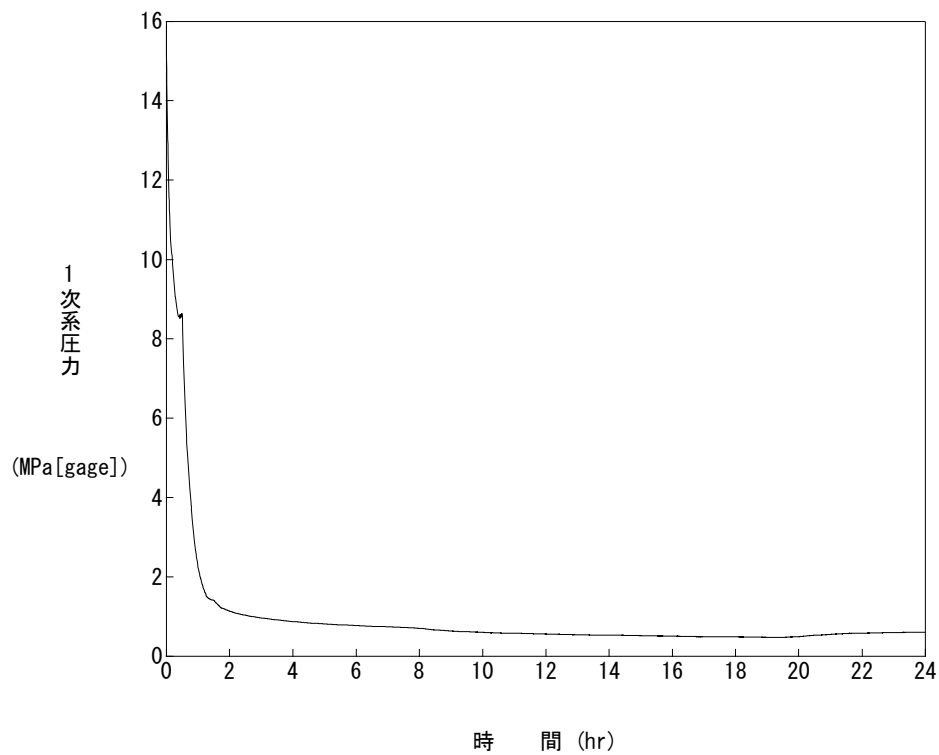
事象発生後の約 7.8 時間後には恒設代替低圧注水ポンプにより炉心への注入が開始され、期間中、炉心が露出することはない。

なお、RCP シール部からの 1 次冷却材の漏えいによる格納容器バウンダリにかかる圧力および温度の上昇はわずかである。

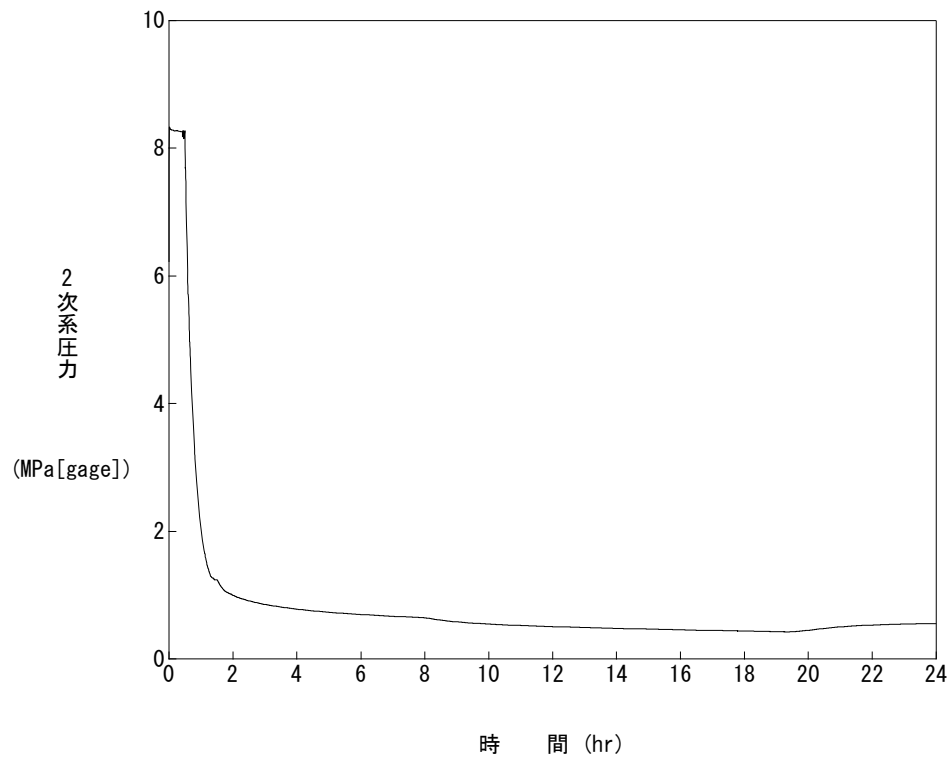
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 2.2.1 図 重大事故対策概要図

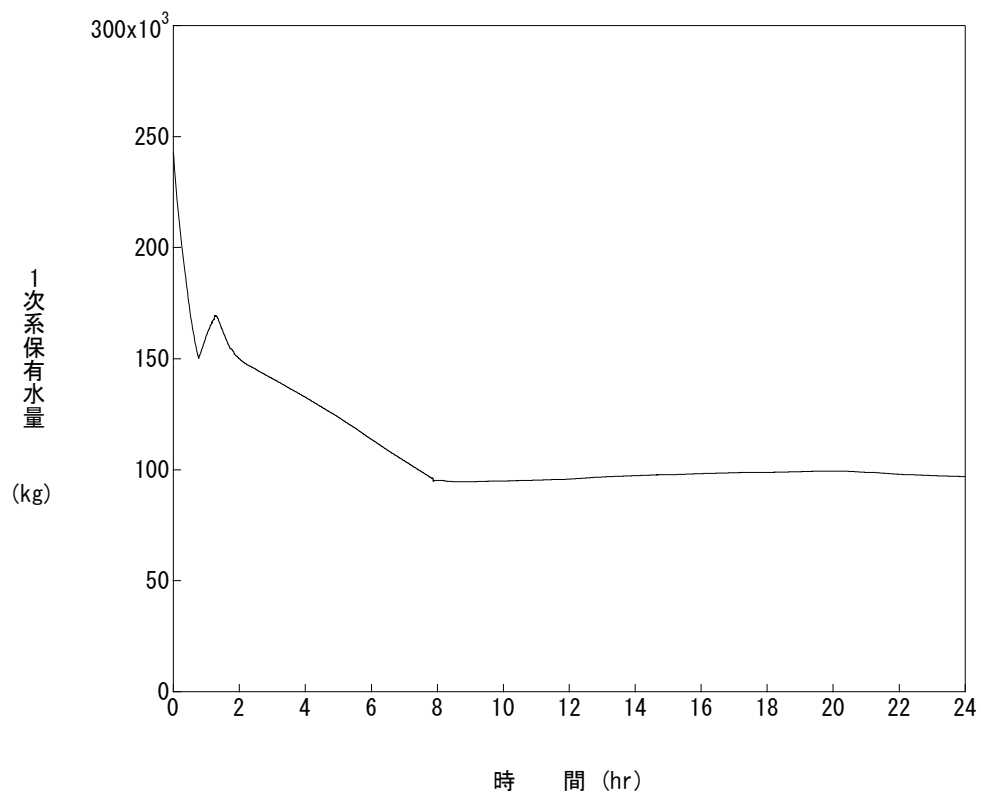


第 2.2.2 図 1次系圧力の推移

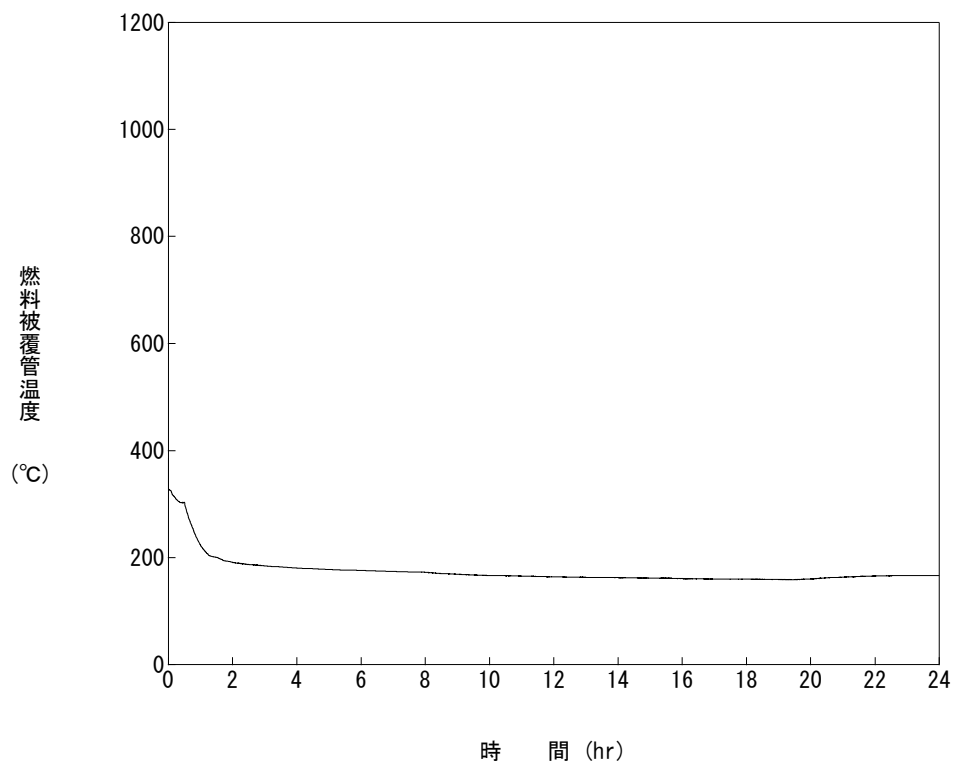


第 2.2.3 図 2次系圧力の推移

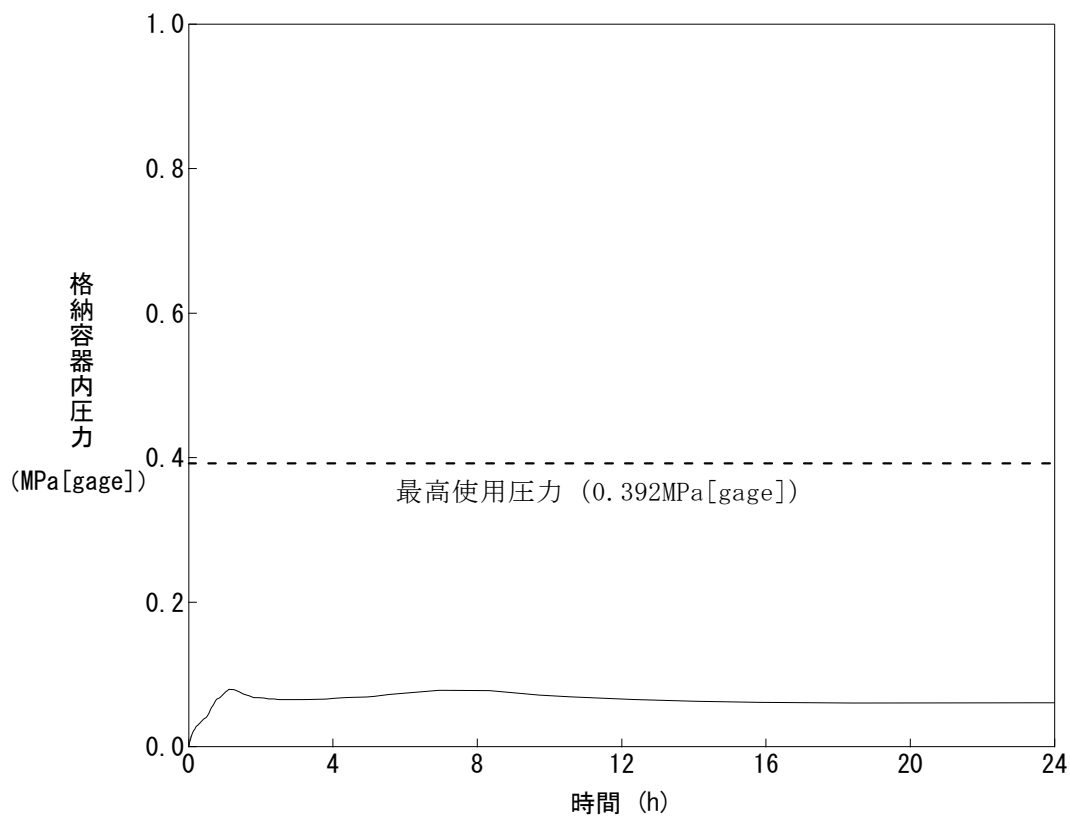




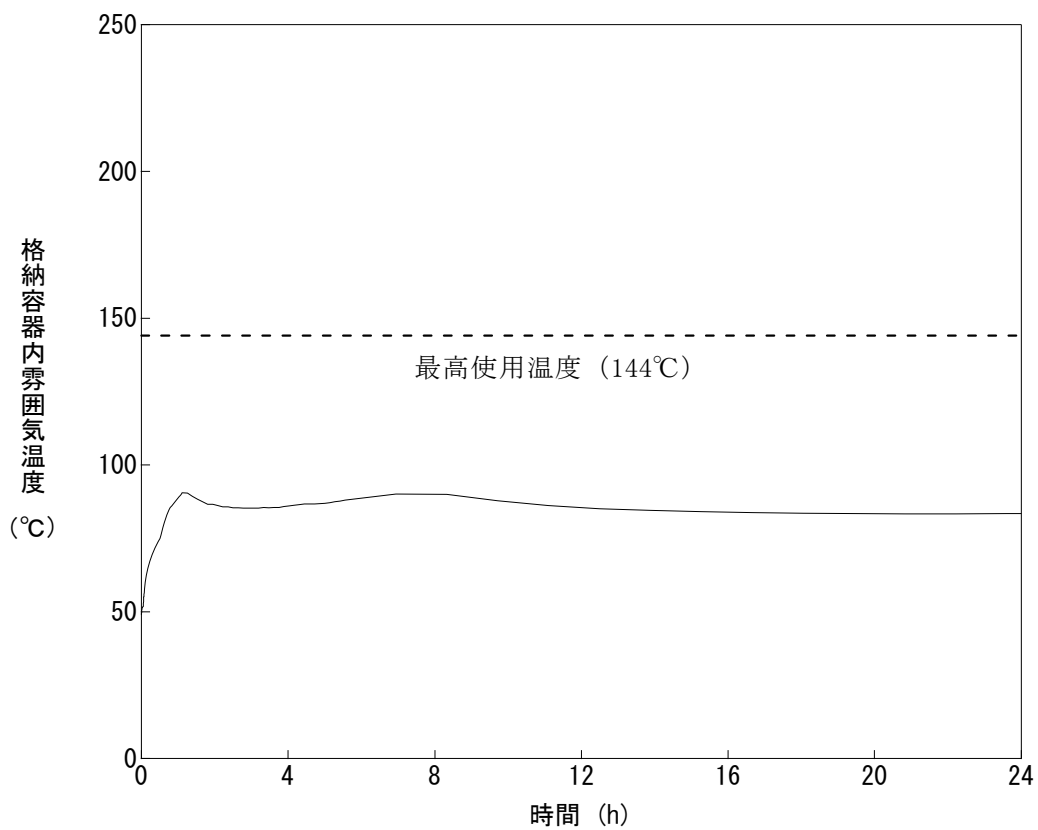
第 2.2.4 図 1次系保有水量の推移



第 2.2.5 図 燃料被覆管温度の推移



第 2.2.6 図 格納容器内圧力の推移



第 2.2.7 図 格納容器雰囲気温度の推移

b. RCP シール LOCA が発生しない場合

(a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、送電系統又は所内主発電設備の故障等により、外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も喪失し、安全機能を有する構築物、系統および機器の交流電源が喪失する事象を想定する。
- ii. さらに、全交流電源喪失発生後、代替交流電源による給電が 24 時間確保できない場合を想定する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、蒸気発生器を活用した 2 次系強制冷却により、1 次系を減圧し RCP シール部からの小規模な漏えいを抑制しつつ蓄圧注入を行うとともに、蒸気発生器を介した原子炉の崩壊熱除去が可能である。

RCP シールからの小規模な漏えい時は、2.2 a 項で想定している RCP シール LOCA に比べて、系外への漏えい率が小さいために炉心への注入手段は不要であり、また RCP シール LOCA 時でも蒸気発生器を活用した 2 次系強制冷却による 1 次系の冷却が可能であることは同項にて確認されている。

## 2.3 原子炉補機冷却機能喪失

### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に取水機能の喪失又は原子炉補機冷却系配管の破断等により原子炉補機冷却機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉補機冷却機能喪失による化学体積制御系および原子炉補機冷却系の機能喪失に伴い、RCP シール部へのシール水注入機能およびサーマルバリアの冷却機能が喪失し、RCP シール部から 1 次冷却材が系外に流出することで、炉心の冷却能力が低下する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、補助給水系による 2 次系からの冷却が確保される場合について、2.2 a 項と同じく、蒸気発生器を活用した 2 次系強制冷却、恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注入手段を確保している。これにより蒸気発生器からの炉心の冷却・減圧を行うとともに、1 次冷却材を補給することで、炉心損傷を防止することができる。

本重大事故対策は、2.2 a 項と同じであり、その有効性は同項において、原子炉補機冷却機能喪失を仮定した条件で確認されている。

## 2.4 格納容器の除熱機能喪失

### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生した場合に、ECCS 再循環により炉心に冷却材が補給されるが、格納容器スプレイ機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉冷却材は系外に流出し、炉心への冷却材は補給されるが、格納容器スプレイ機能が喪失することで、格納容器の内圧が上昇する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、自然対流冷却として、格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ、格納容器内の雰囲気冷却する手段を確保している。これにより格納容器の先行破損を防止し、炉心損傷を防止することができる。(第 2.4.1 図)

格納容器の内圧上昇の観点で最も厳しい原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断が発生した場合に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。
- ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径は、1 次冷却材配管の最大口径とする。
- iii. 安全機能の喪失として、格納容器スプレイ系の機能喪失、および低圧注入系の再循環機能喪失を仮定する。

### (c) 有効性評価の結果

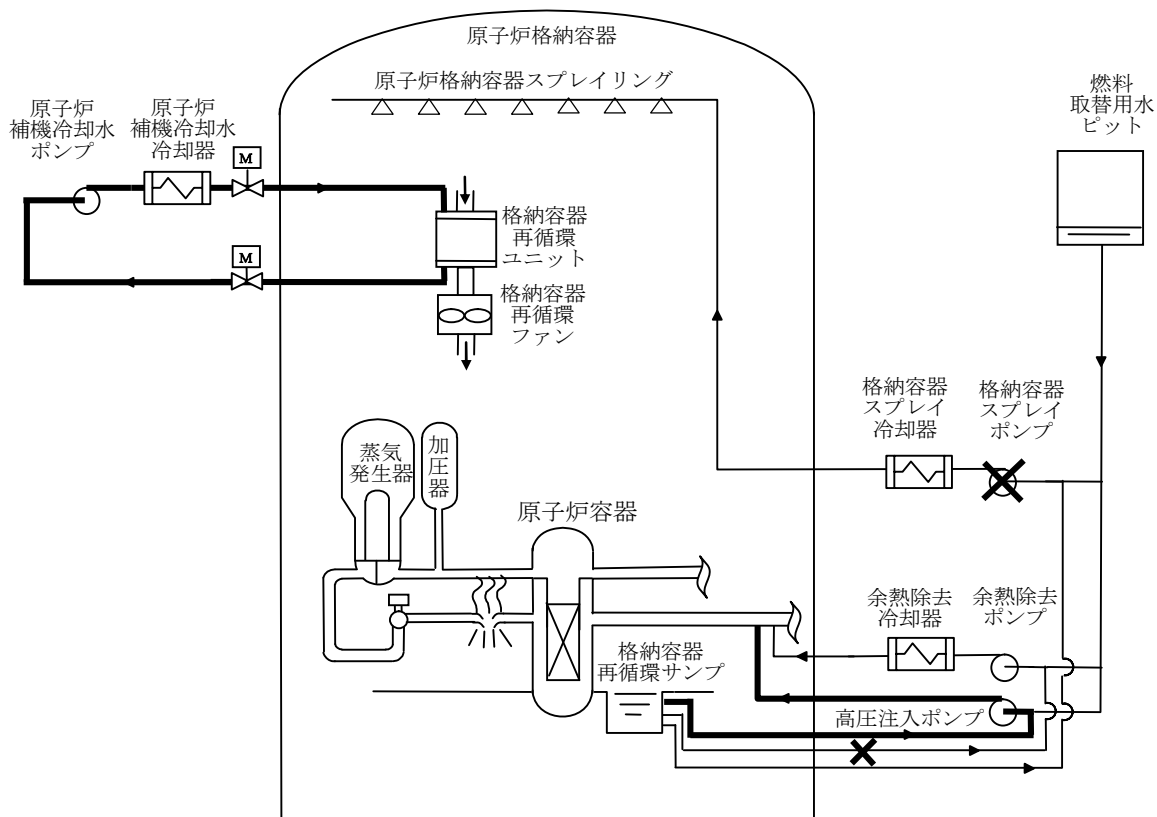
主要なパラメータの解析結果を第 2.4.2～2.4.5 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生後、高圧注入ポンプによる炉心への注入は継続することから、炉心は露出することなく、事象発生から約 8.8 時間後に格納容器最高使用圧力に到達するが、その 30 分後から実施される自然対流冷

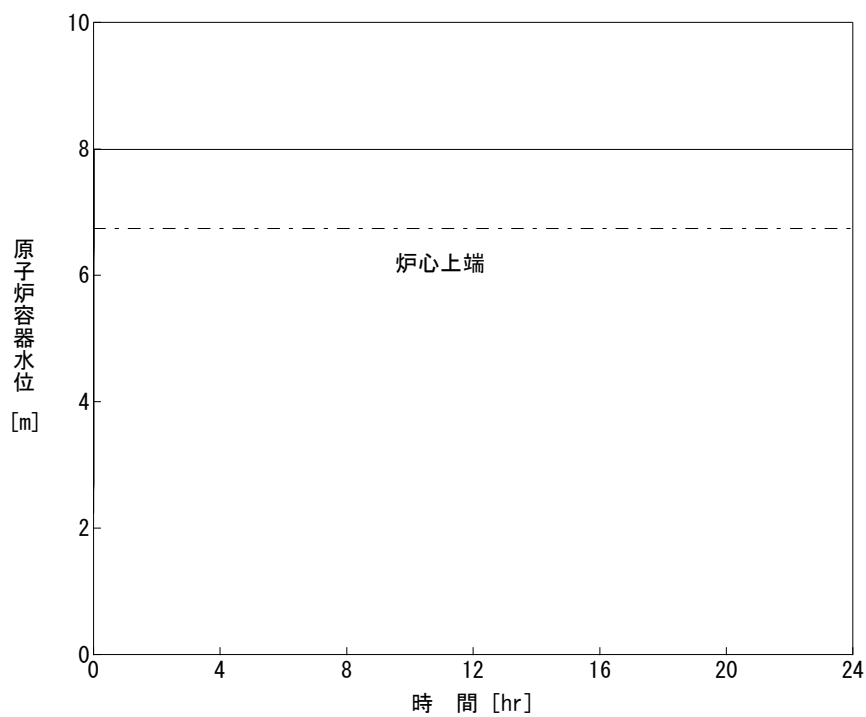
却による格納容器気相部の除熱により内圧は低下する。

格納容器圧力の最高値は約 0.41MPa[gage]、格納容器温度の最高値は約 140℃であり、格納容器限界圧力および格納容器限界温度を下回る。

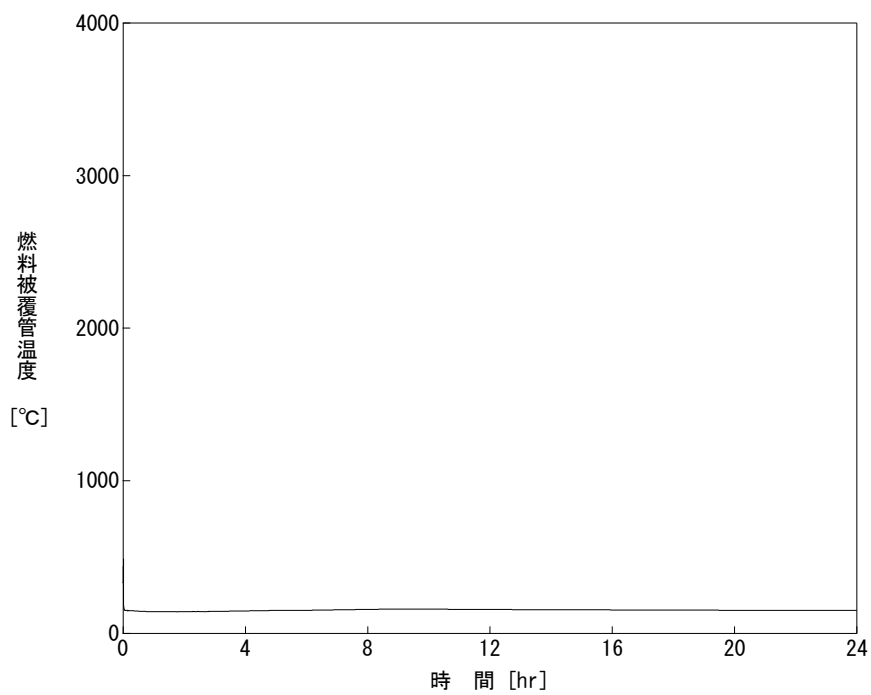
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 2.4.1 図 重大事故対策概要図

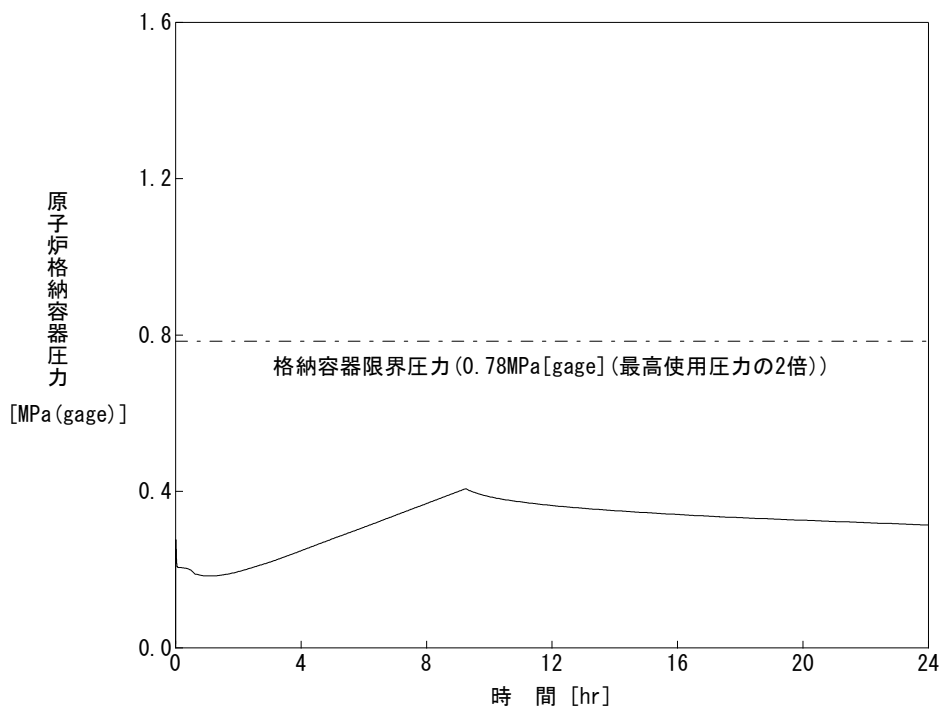


第 2.4.2 図 原子炉容器水位の推移

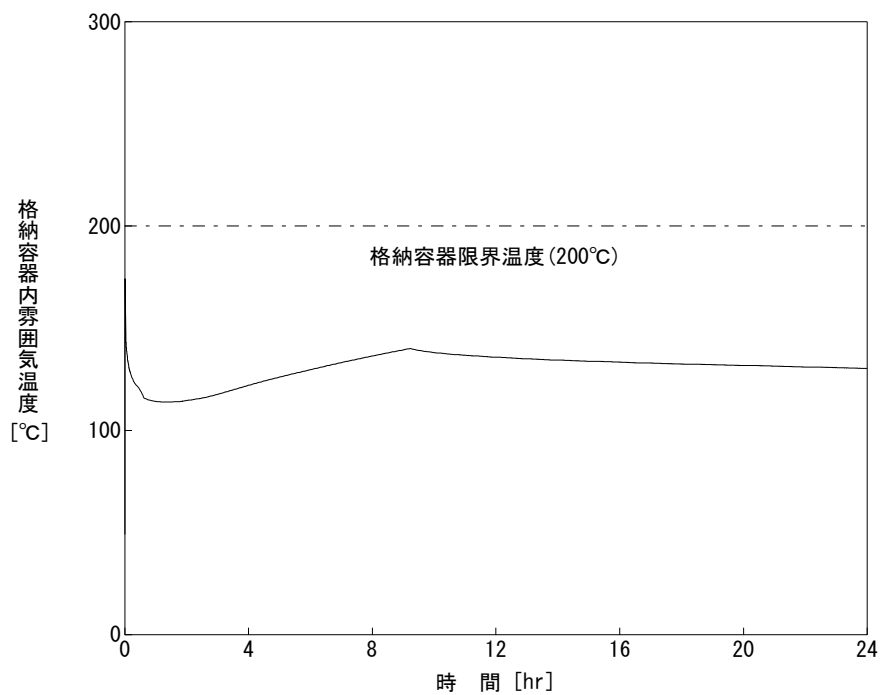


第 2.4.3 図 燃料被覆管温度の推移





第 2.4.4 図 原子炉格納容器圧力の推移



第 2.4.5 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

## 2.5 原子炉停止機能喪失

### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、過渡事象の発生後、原子炉は自動停止に失敗する事象を想定する。
- ii. この場合、過渡事象発生時に原子炉出力が維持されることで、1次系が高温・高圧状態となる。
- iii. これに対する重大事故対策として、タービントリップは原子炉停止機能喪失による1次冷却材温度上昇時に核的フィードバックの効果により速やかに原子炉出力を低下させるものであり、サイクル初期のように核的フィードバック効果が小さいときには自動で作動させることが効果的である。
- iv. 一方で、大飯3,4号機の平成25年7月時点での炉心状態ではサイクル末期であるため核的フィードバック効果が高く出力抑制効果が高いため、タービントリップの自動作動による重大事故対策は不要である。

以下に、過渡事象の過程でタービントリップが発生せず1次系圧力が厳しくなる主給水流量喪失事象に対して、タービントリップを作動させなくても、原子炉出力が抑制され1次系圧力が過度に上昇しないことを解析により確認した結果を示す。

### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a)項の事象進展に対して、原子炉停止機能喪失時の炉心の核的フィードバック効果を3次元的に評価でき、かつ1、2次系の熱流動解析を行う機能を有したSPARKLE-2コードを使用する。
- ii. 起因事象発生前は、定格出力運転状態を想定し、計装上の誤差は考慮しない。
- iii. 事象発生後の原子炉の自動停止失敗を想定し、原子炉の手動停止には期待しない。
- iv. 核的フィードバック効果に寄与する減速材温度係数は、平成25年7月時点での炉心状態を考慮し設定する。

(c) 有効性評価の結果

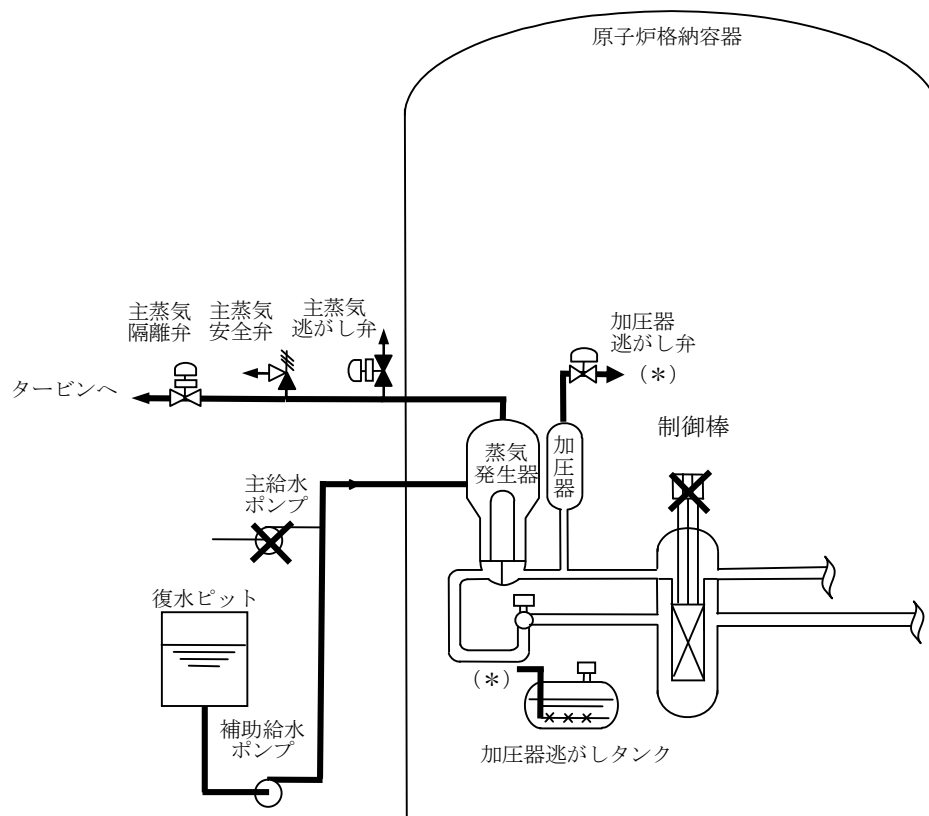
主要なパラメータの解析結果を第 2.5.2～2.5.4 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生後、原子炉は自動停止せず原子炉出力が維持されるが、主給水流量喪失により蒸気発生器水位が低下し 1 次冷却材温度が上昇するため、核的フィードバック効果により原子炉出力は低下する。

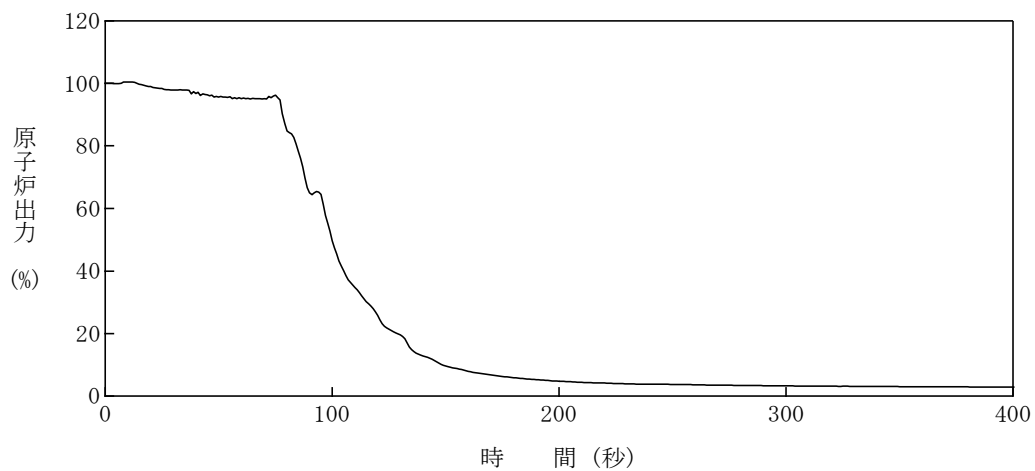
1 次冷却材温度の上昇に伴い 1 次系圧力は上昇するが、加圧器逃がし弁および安全弁の動作、蒸気発生器水位低信号による補助給水ポンプの自動起動により圧力上昇は抑制され、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa [gage]）以下である。その後は補助給水による蒸気発生器を介した 1 次系の冷却を継続しつつ、化学体積制御系のほう酸注入により原子炉を停止し未臨界を確保することができる。

また原子炉冷却材の格納容器内への流出量はわずかであることから、格納容器の健全性も維持される。

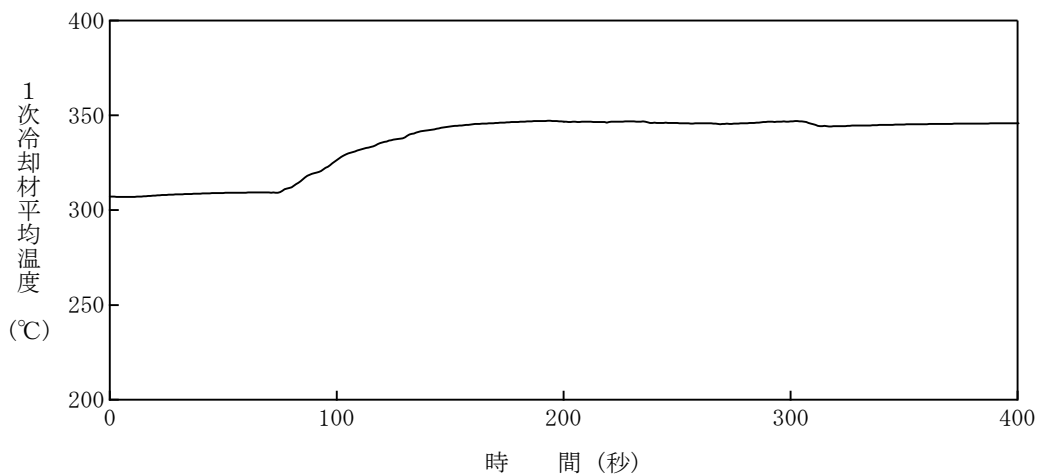
以上より、大飯 3,4 号機の平成 25 年 7 月時点での炉心状態において、原子炉停止機能喪失が発生した場合でも、原子炉冷却材圧力バウンダリ等の健全性が維持されることを確認した。



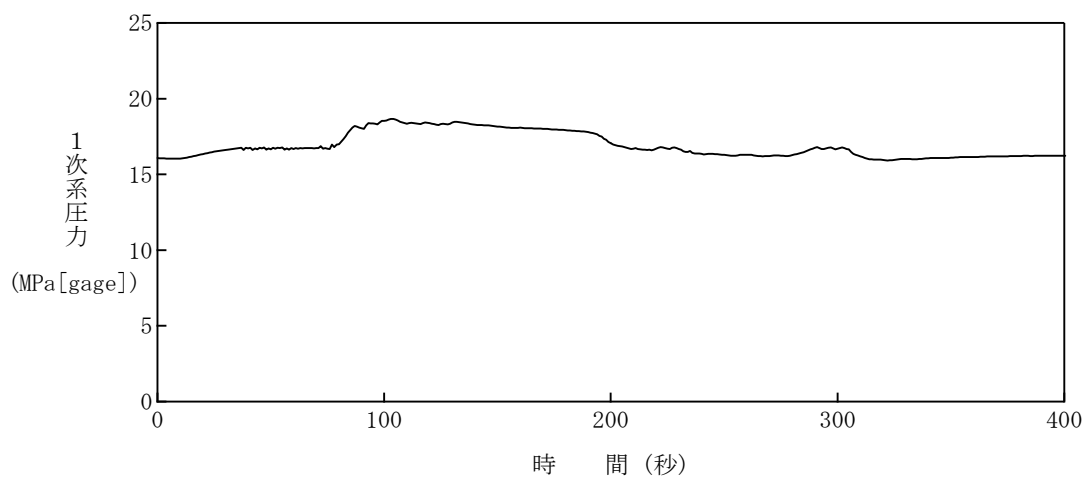
第 2.5.1 図 重大事故対策概要図



第 2.5.2 図 原子炉出力の推移



第 2.5.3 図 1次冷却材温度の推移



第 2.5.4 図 1次系圧力の推移

## 2.6 ECCS 注水機能喪失

### a. 大破断 LOCA

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断が発生した場合に、ECCS 注水機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉冷却材は系外に流出し、ECCS 注水機能が喪失することで、炉心の冷却能力が低下する。
- iii. 大破断 LOCA 事象を想定した場合は事象進展が早く、早期・大容量の代替注入による炉心損傷防止対策を有効に実施することはできないことから、格納容器破損防止対策を講ずる。

b. 中小破断 LOCA

(a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模な破断が発生した場合に、ECCS 注水機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉は自動停止するが、原子炉冷却材は系外に流出し、ECCS 注水機能が喪失することで、炉心の冷却能力が低下する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、蒸気発生器を活用した 2 次系強制冷却、および低圧注入系または恒設代替低圧注水ポンプによる炉心への注入手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模な破断が発生した場合に、炉心損傷を防止することができる。  
(第 2.6.1 図)

本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

(b) 有効性評価の方法および主要な条件

①中破断 LOCA

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。
- ii 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断口径は、中規模な破断として 6 インチおよび 4 インチとし、炉心への注入手段は低圧注入系とする。
- iii 安全機能の喪失として、高圧注入系の機能喪失を仮定する。

②小破断 LOCA

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。
- ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断口径は、小規

模な破断として 2 インチとし、炉心への注入手段は低圧注入系よりも容量および吐出圧が小さい恒設代替低圧注水ポンプとする。

iii. 安全機能の喪失として、高圧注入系の機能喪失を仮定する。

(c). 有効性評価の結果

①中破断 LOCA

i. 6 インチ破断

主要なパラメータの解析結果を第 2.6.2～2.6.5 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生から約 16 秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 64 秒後に電動補助給水ポンプによる補助給水が開始される。

事象発生から約 373 秒後に 1 次系圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となることで自動的に蓄圧注入系から注入が開始される。

その後、事象発生から約 616 秒後に主蒸気逃がし弁の開操作を開始し、約 676 秒後に 2 次系強制冷却が始まるが、約 18 分後に炉心が露出して燃料被覆管温度は上昇し、約 23 分後に約 569℃に到達したあと、約 24 分後に炉心は再冠水して燃料被覆管温度は急速に低下する。

その後、約 26 分後には低圧注入系からの注入が開始され、この期間中、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%であることから、炉心の著しい損傷に至ることはなく、かつ十分な冷却が可能である。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。

ii. 4 インチ破断

主要なパラメータの解析結果を第 2.6.6～2.6.9 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生から約 24 秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 72 秒後に電動補助給水ポンプによる補助給水が開始されるが、約 596 秒後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。その後、事象発生から約 624 秒後に主蒸気逃がし



弁の開操作を開始し、約 684 秒後に 2 次系強制冷却が始まる。

これにより約 875 秒後に 1 次系圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となることで自動的に蓄圧注入系から注入が開始され、また 2 次系強制冷却を継続した結果、燃料被覆管温度は約 17 分後に約 1,026°C に到達したあと、約 24 分後に炉心は冠水して燃料被覆管温度は急速に低下する。

その後、約 35 分後には低圧注入系からの注入が開始され、この期間中、燃料被覆管の酸化量は約 4.7%であることから、炉心の著しい損傷に至ることはなく、かつ十分な冷却が可能である。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。

## ②小破断 LOCA

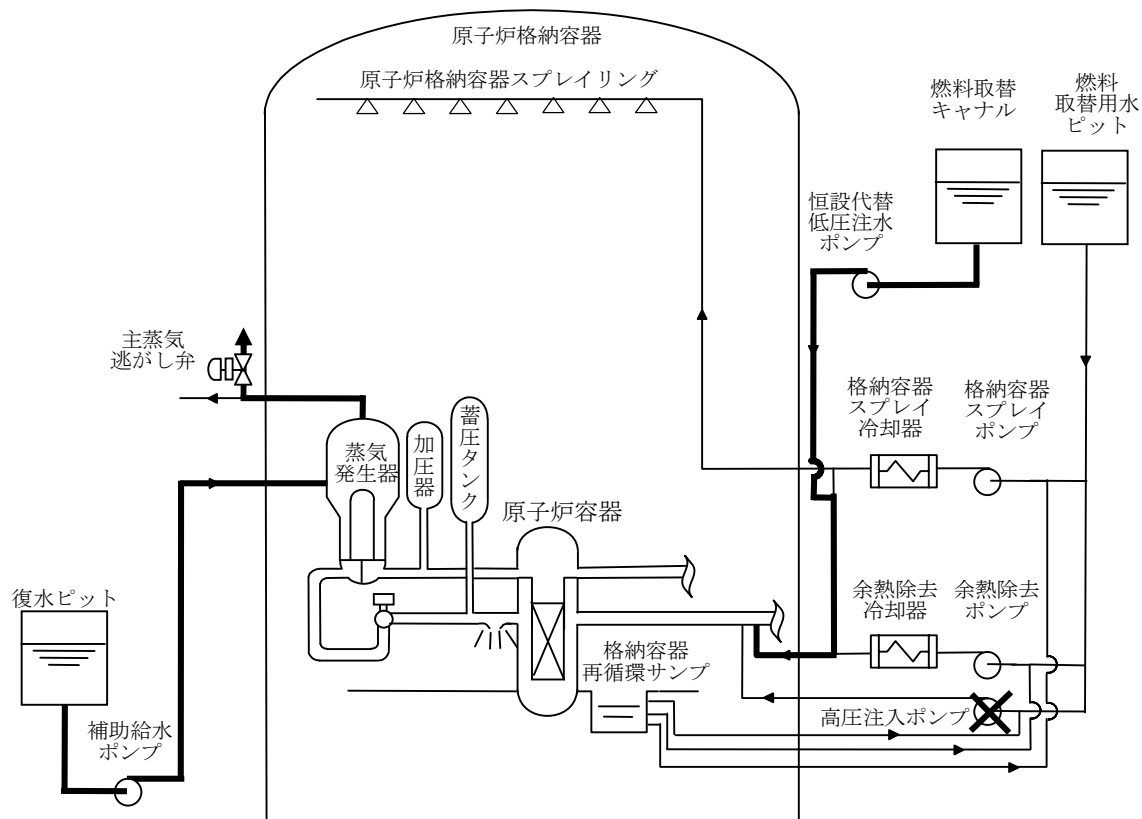
主要なパラメータの解析結果を第 2.6.10～2.6.13 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生から約 65 秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に達し、約 113 秒後に電動補助給水ポンプによる補助給水が開始される。

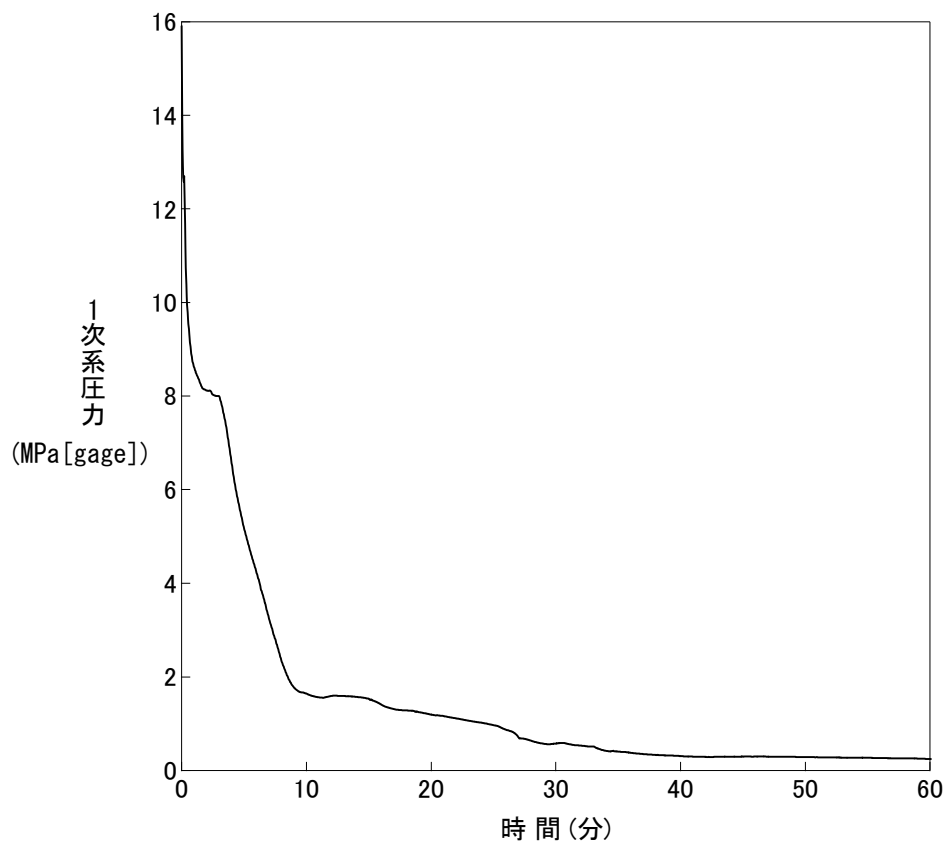
事象発生から約 665 秒後に主蒸気逃がし弁の開操作を開始し、約 725 秒後に 2 次系強制冷却が始まり、約 21 分後に 1 次系圧力が蓄圧注入系の保持圧力以下となることで自動的に蓄圧注入系から注入が開始される。

その後、約 80 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる炉心への注入が開始され、この期間、炉心が露出することはない。

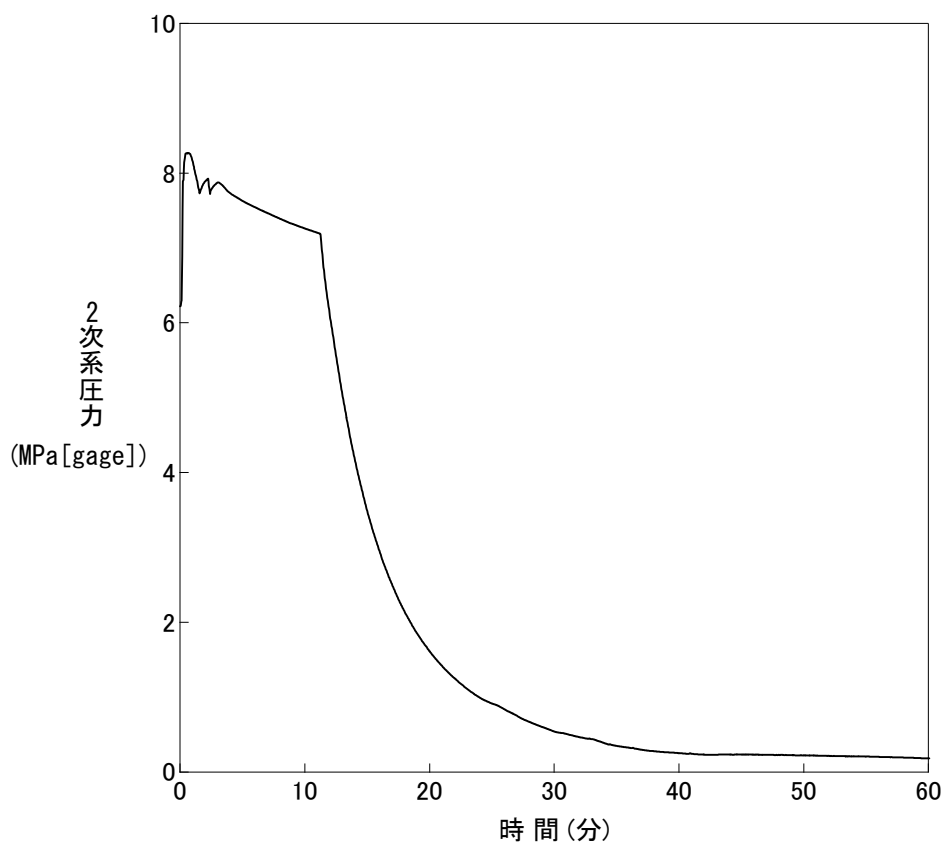
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



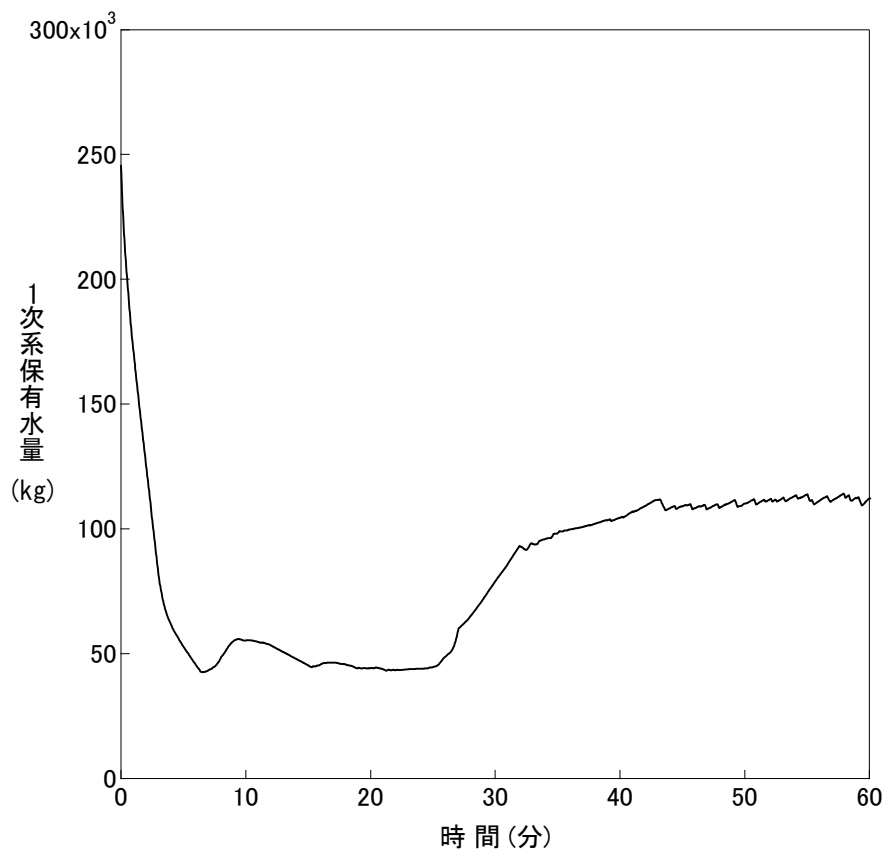
第 2.6.1 図 重大事故対策概要図



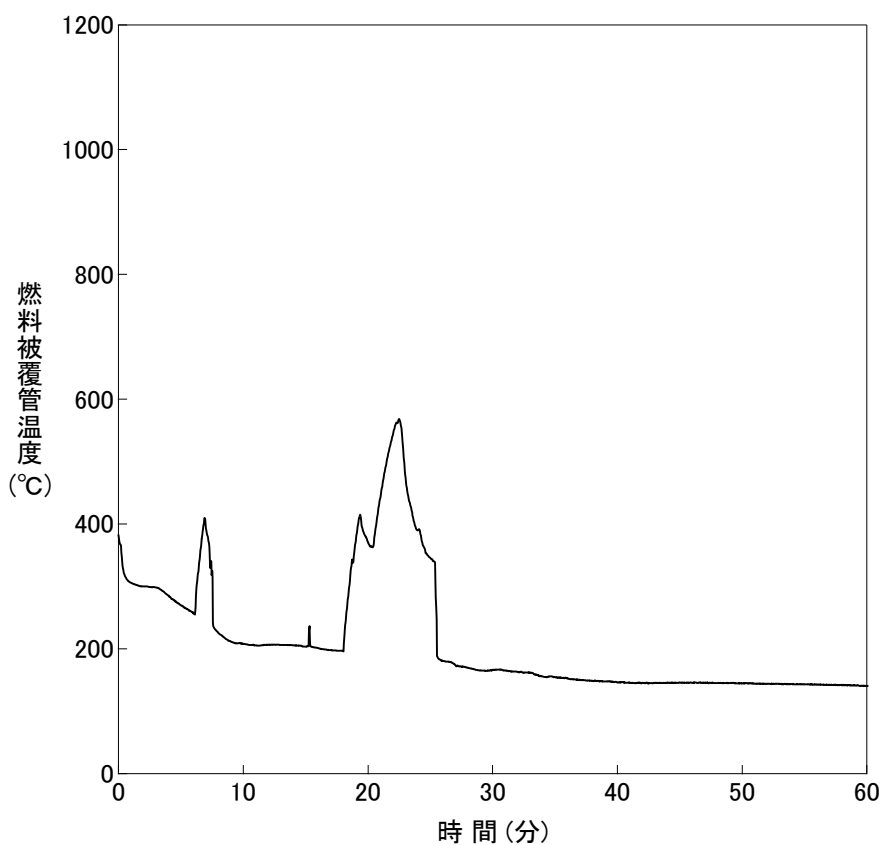
第 2.6.2 図 1次系圧力の推移 (6 インチ破断)



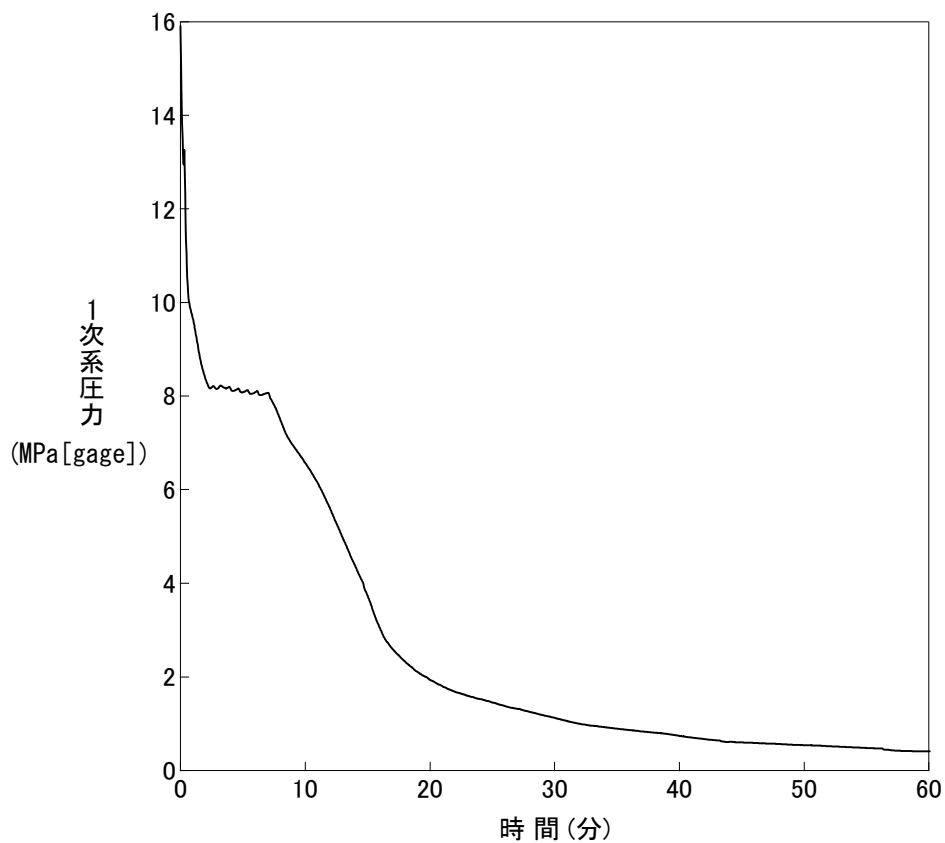
第 2.6.3 図 2次系圧力の推移 (6 インチ破断)



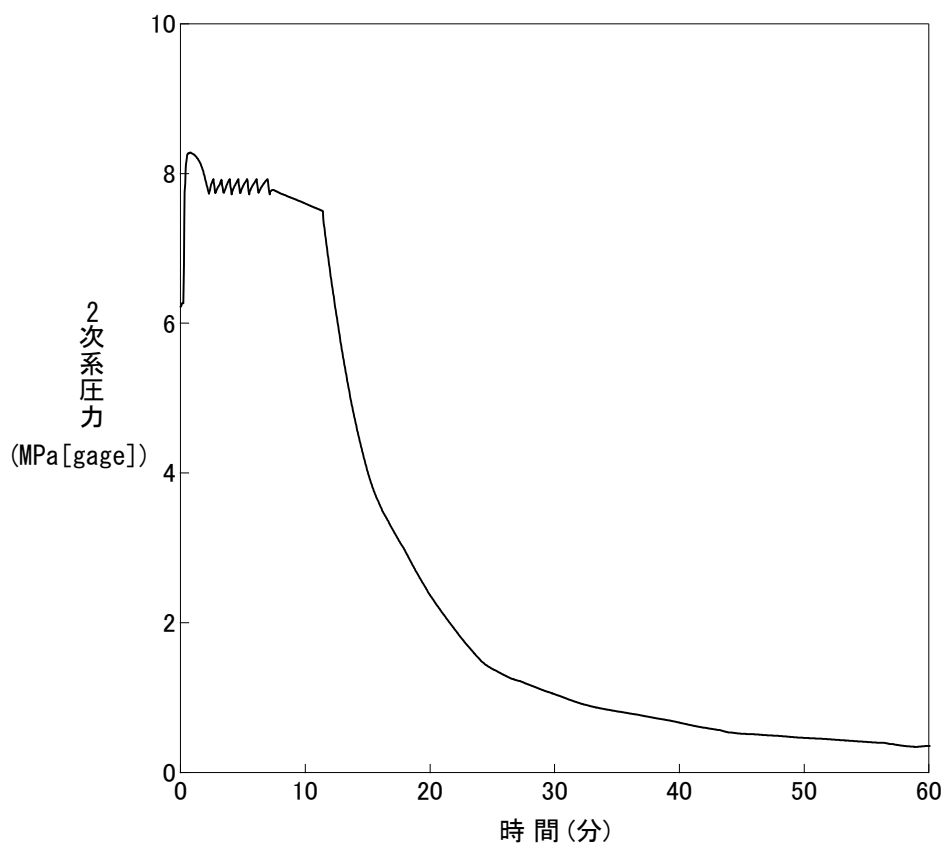
第 2.6.4 図 1次系保有水量の推移 (6インチ破断)



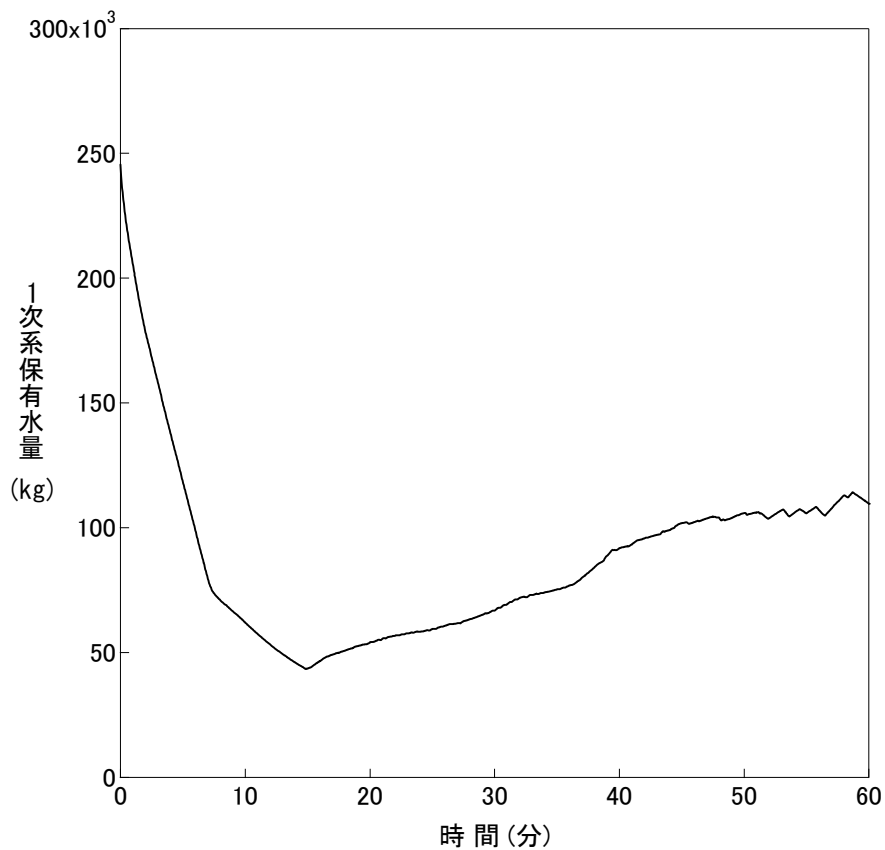
第 2.6.5 図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)



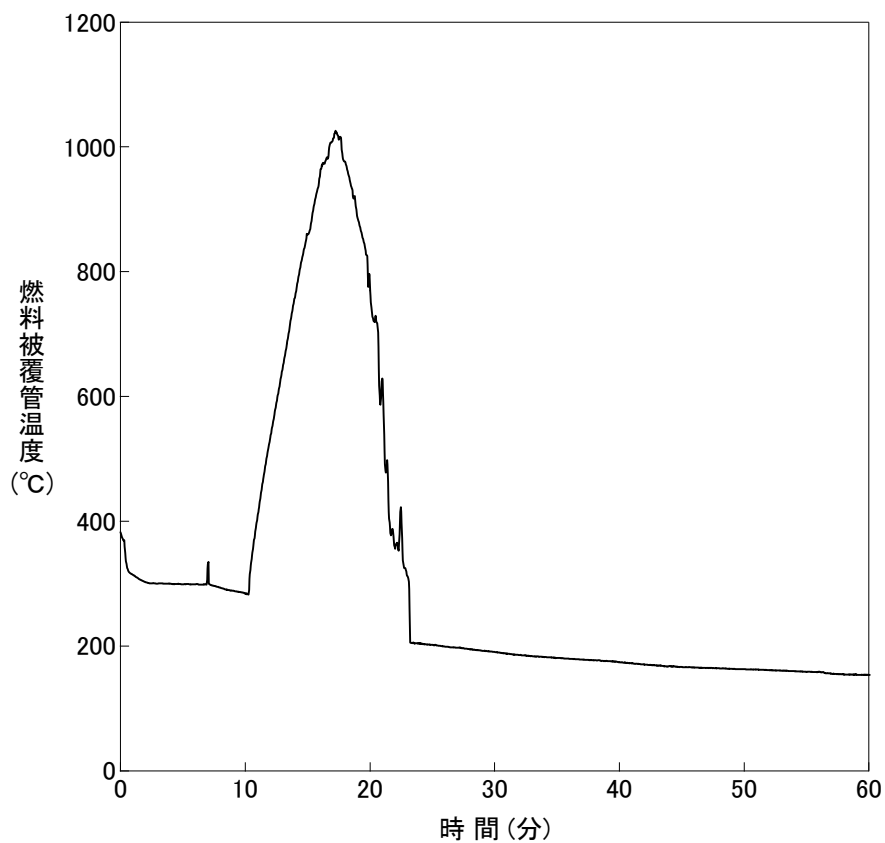
第 2.6.6 図 1 次系圧力の推移 (4 インチ破断)



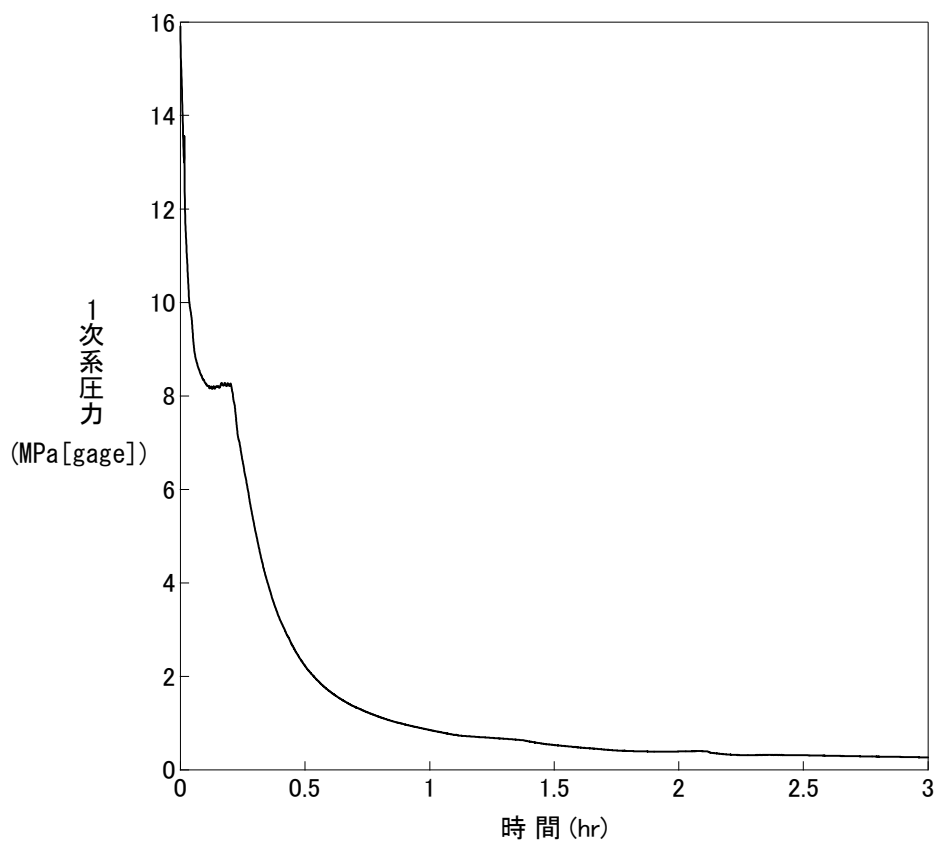
第 2.6.7 図 2 次系圧力の推移 (4 インチ破断)



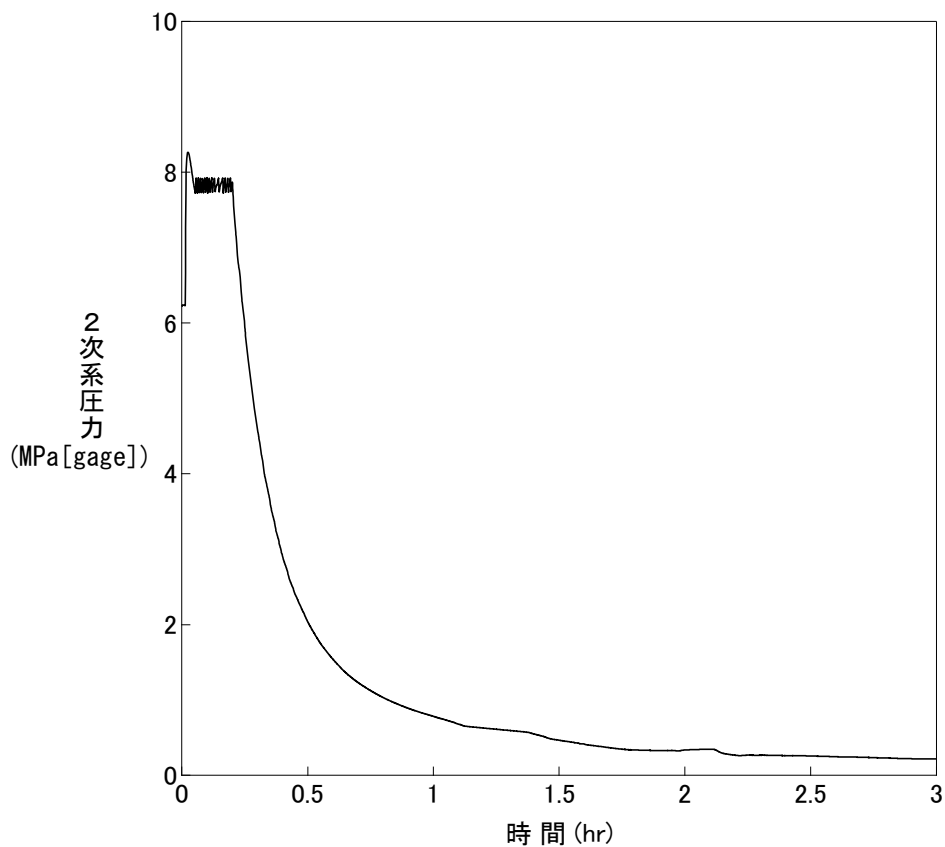
第 2.6.8 図 1 次系保有水量の推移 (4 インチ破断)



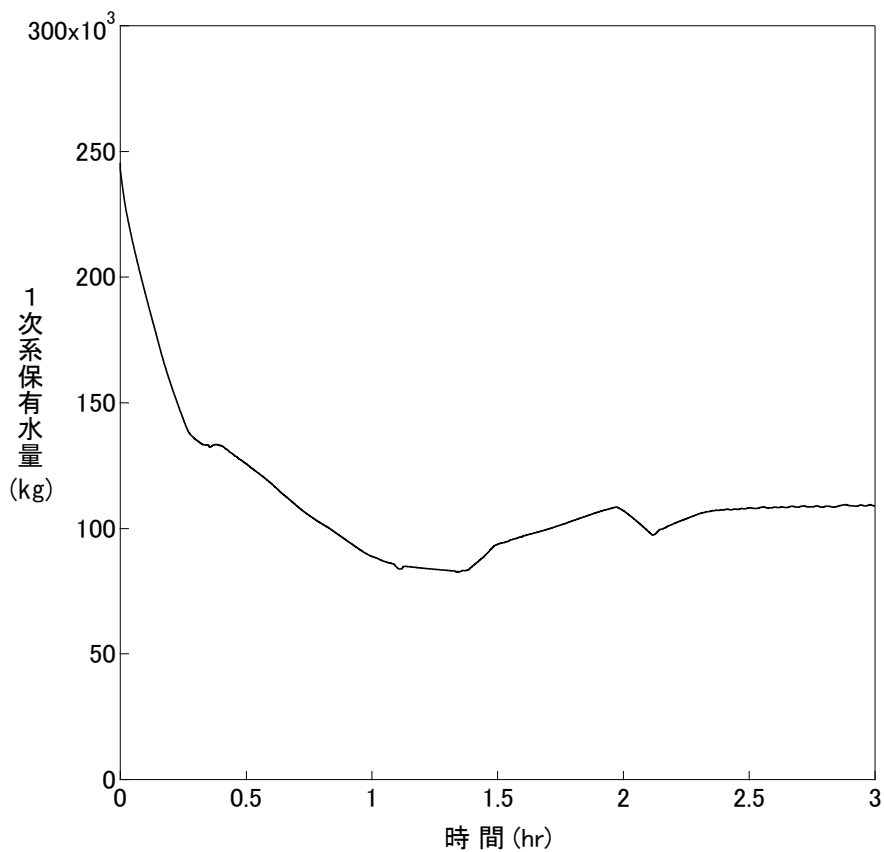
第 2.6.9 図 燃料被覆管温度の推移 (4 インチ破断)



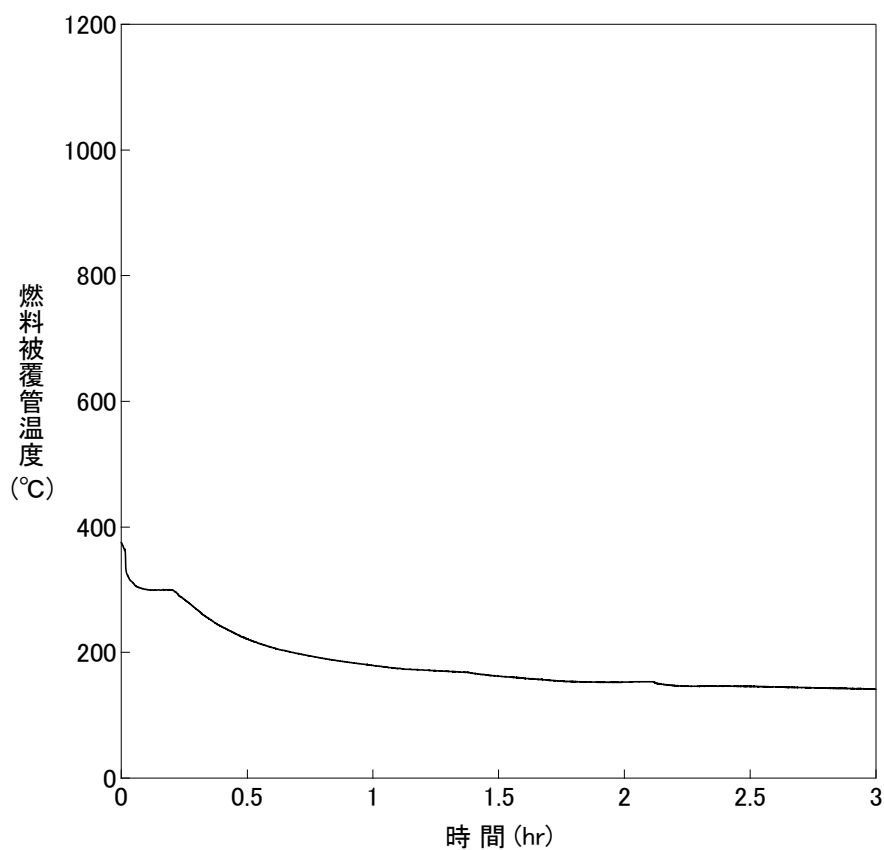
第 2.6.10 図 1次系圧力の推移 (2 インチ破断)



第 2.6.11 図 2次系圧力の推移 (2 インチ破断)



第 2.6.12 図 1次系保有水量の推移 (2 インチ破断)



第 2.6.13 図 燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断)



## 2.7 ECCS 再循環機能喪失

### a. 大破断 LOCA

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断が発生した場合に、ECCS 再循環機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉冷却材は系外に流出し、ECCS 再循環機能が喪失することで、炉心の冷却能力が低下する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、格納容器スプレイ系と余熱除去系を接続する配管を用いた代替再循環により、格納容器内に持ち込まれたほう酸水を炉心に注入する手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、炉心損傷を防止することができる。(第 2.7.1 図)

代替再循環を実施するまでの時間余裕の観点で最も厳しい原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の大規模な破断が発生した場合に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。
- ii. 原子炉冷却材圧力バウンダリの破断口径は、1 次冷却材配管の最大口径とする。
- iii. 安全機能の喪失として、高圧注入系および低圧注入系の再循環機能喪失を仮定する。

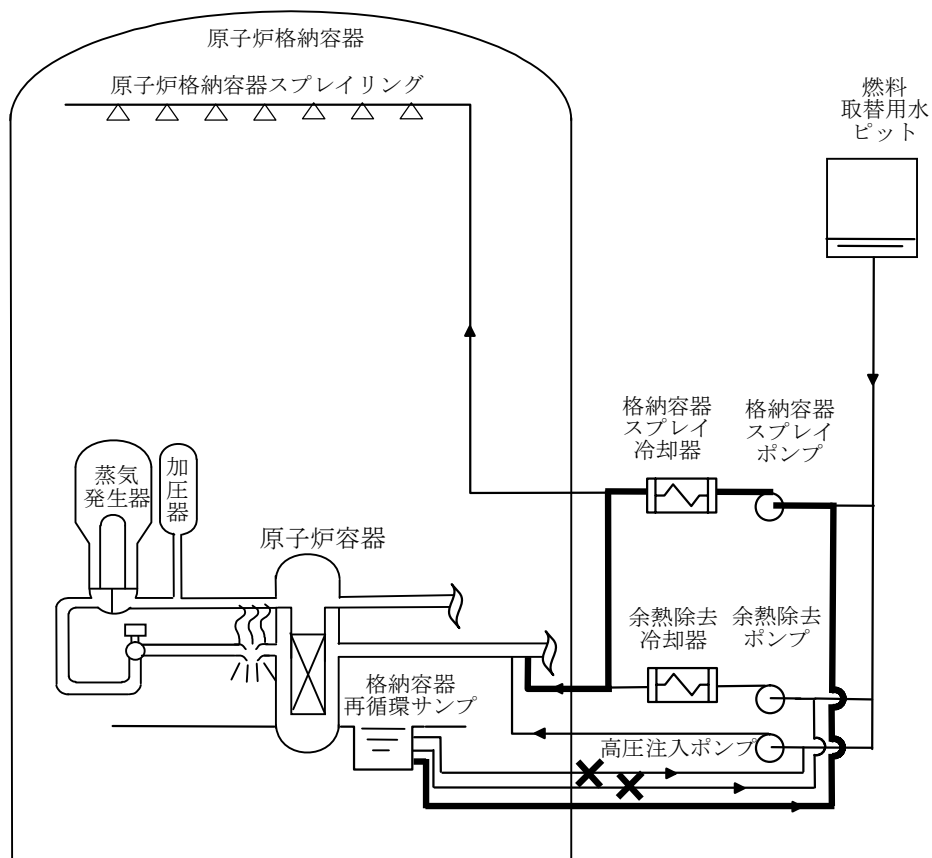
#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 2.7.2、2.7.3 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

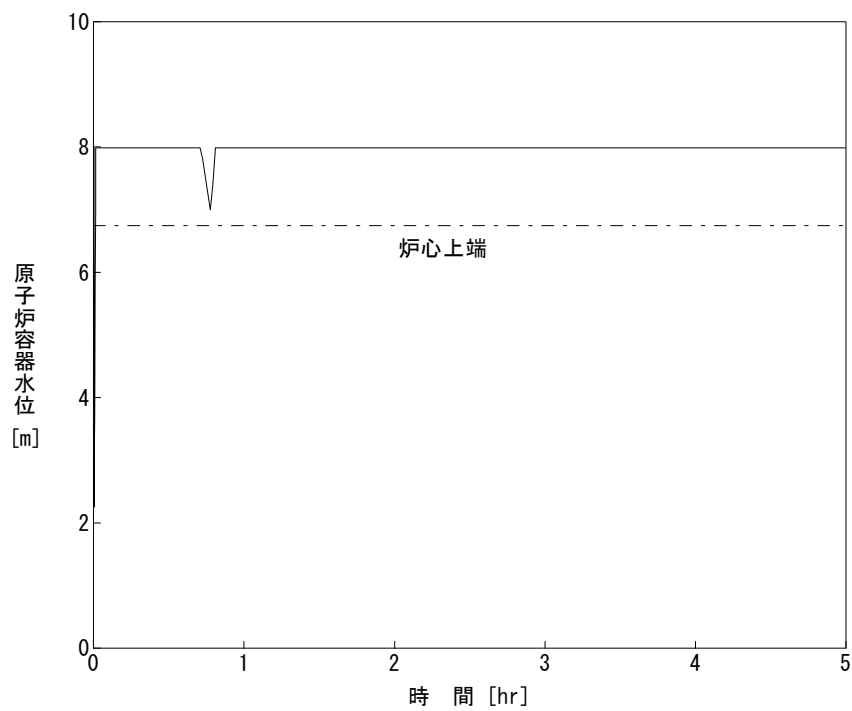
事象発生から約 17 分後の再循環切替に失敗した後、炉心水位は急激に低下するが、再循環切替失敗の 30 分後から実施される

代替再循環による炉心への注水により炉心水位は回復し、この期間中、炉心が露出することはない。

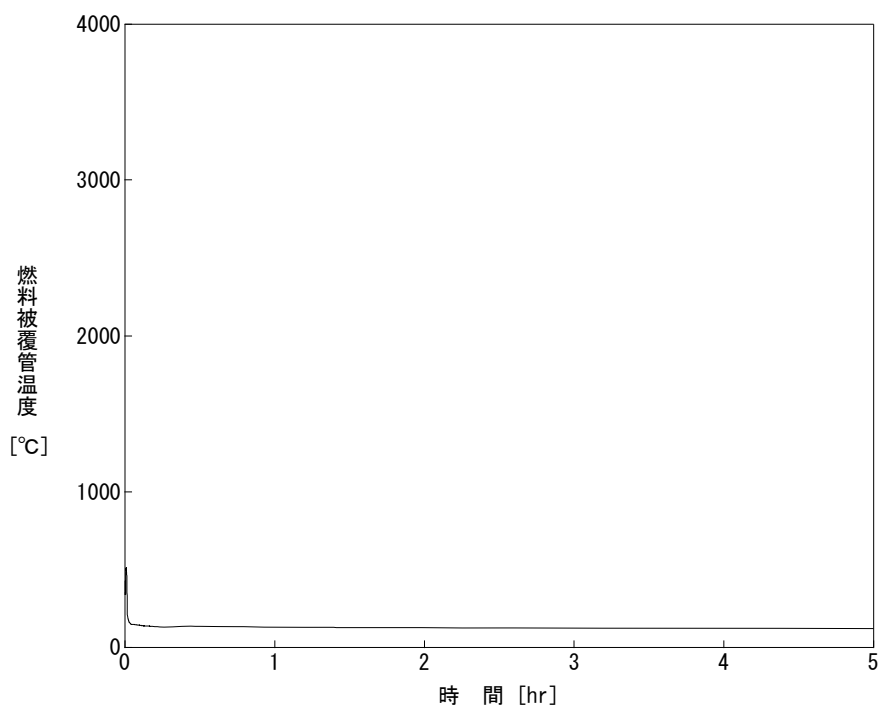
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 2.7.1 図 重大事故対策概要図



第 2.7.2 図 原子炉容器水位の推移



第 2.7.3 図 燃料被覆管温度の推移

b. 中小破断 LOCA

(a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小規模な破断が発生した場合に、ECCS 再循環機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉冷却材は系外に流出し、ECCS 再循環機能が喪失することで、炉心の冷却能力が低下する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、蒸気発生器を活用した 2 次系強制冷却、格納容器スプレイ系と余熱除去系を接続する配管を用いた代替再循環により、格納容器内に持ち込まれたほう酸水を炉心に注入する手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、炉心損傷を防止することができる。

代替再循環の有効性については、2.7a 項において代替再循環を実施するまでの時間余裕が短く、再循環切替時の崩壊熱が高い大破断 LOCA の想定により確認している。

中小破断 LOCA については、1 次冷却材の系外への流出が少ないため、再循環切替までの時間が長く崩壊熱が低いことから、中小破断 LOCA に対しても代替再循環は有効である。

## 2.8 格納容器バイパス

### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する機器の破損等が発生し、1次冷却材が格納容器外に漏えいした場合に、破損等による漏えい箇所の隔離に失敗する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉は自動停止し、高圧注入系による炉心への注入および2次系からの冷却機能は確保されるが、破損等が発生した箇所の隔離に失敗することで、1次冷却材の漏えいが継続する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、クールダウンアンドリサーキュレーションとして、ECCS等により原子炉への注水を確保しつつ、主蒸気逃がし弁等を用いた蒸気発生器による除熱および加圧器逃がし弁等による原子炉の減圧を実施して漏えいを抑制し、余熱除去系による炉心冷却を実施する手段を確保している。(第2.8.1、2.8.2図)

原子炉冷却材圧力バウンダリに接続される配管隔離弁の誤開又は内部破損により、原子炉冷却材圧力バウンダリ外の配管又はこれに付随する機器の破損により原子炉冷却材が系外に流出するインターフェイスシステム LOCA 事象、および蒸気発生器の伝熱管が破損し、蒸気発生器を介して原子炉冷却材が格納容器外に漏えいする蒸気発生器伝熱管破損事象に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

#### ① インターフェイスシステム LOCA

- i. (a)項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高いM-RELAP5コードを使用する。
- ii. 余熱除去系の入口隔離弁の誤開または内部破損により、余熱除去システムの低圧設計部に1次系圧力が加えられることで、システムに属する安全弁等より漏えいする。1次冷却材は、格納容器内にある開口面積4インチの安全弁からの漏えいと、格納容器外にある等価

直径 2 インチ相当の安全弁等からの漏えいを考慮する。

② 蒸気発生器伝熱管破損

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。
- ii. 蒸気発生器伝熱管破損本数は 1 本とする。
- iii. 主蒸気安全弁開固着による破損蒸気発生器の隔離失敗を想定する。

(c). 有効性評価の結果

① インターフェイスシステム LOCA

主要なパラメータの解析結果を第 2.8.3～2.8.6 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

漏えい発生後、非常用炉心冷却系により炉心注水が開始されるが、漏えいにより 1 次系圧力は低下する。事象発生から約 10 分の時点で、1 次系圧力が格納容器外の安全弁の吹き止まり圧力である約 3.8MPa[gage]まで低下するため、格納容器外の安全弁が閉止し、事象発生から約 25 分の時点で 1 次系圧力が格納容器内の安全弁の吹き止まり圧力である約 2.8MPa[gage]まで低下するため格納容器内の安全弁が閉止する。また事象発生後、約 25 分の時点から、主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却を開始する。その後、加圧器逃がし弁による減圧、ECCS から充てん系による注入への切替えおよび健全側の余熱除去系を用いた冷却を行うことで、1 次系の冷却および減圧は促進され、余熱除去システムからの漏えいは減少する。漏えい側の余熱除去ポンプ入口弁を閉止することで余熱除去系からの漏えいは停止し、期間中、炉心は露出しない。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。

② 蒸気発生器伝熱管破損

主要なパラメータの解析結果を第 2.8.7～2.8.9 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生後、破断した伝熱管を通じて 1 次冷却材が 2 次系に流出するため、1 次系圧力が低下し、原子炉が自動停止、続いてタービンがトリップする。

事象発生の約 6 分後に、破損側主蒸気安全弁が開固着し、破損側蒸気発生器圧力と 1 次系圧力が低下することで、ECCS 作動信号が発信し、ECCS が作動することでほう酸水が炉心に注入される。

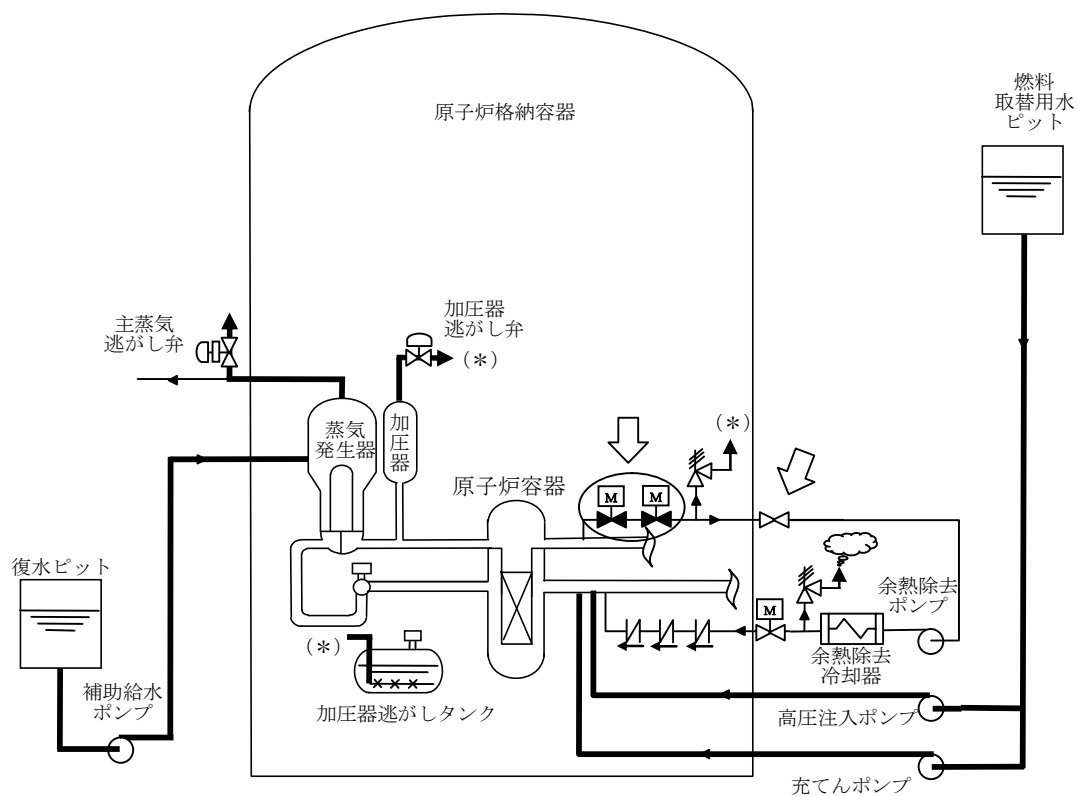
事象発生の約 15 分後に破損側蒸気発生器の隔離操作を開始した後、破損側蒸気発生器への補助給水を停止し、事象発生の約 18 分後には、健全側主蒸気逃がし弁を開放する。

その後、加圧器水位回復と漏えい量低減のため、加圧器逃がし弁による減圧、および ECCS から充てん系による注入への切替えを実施する。その後、余熱除去系の運転に移行することにより 1 次系圧力は低下し、1 次系圧力と破損側蒸気発生器圧力が平衡になった時点で、1 次冷却材の 2 次系への漏えいは停止する。この期間中、炉心は露出しない。

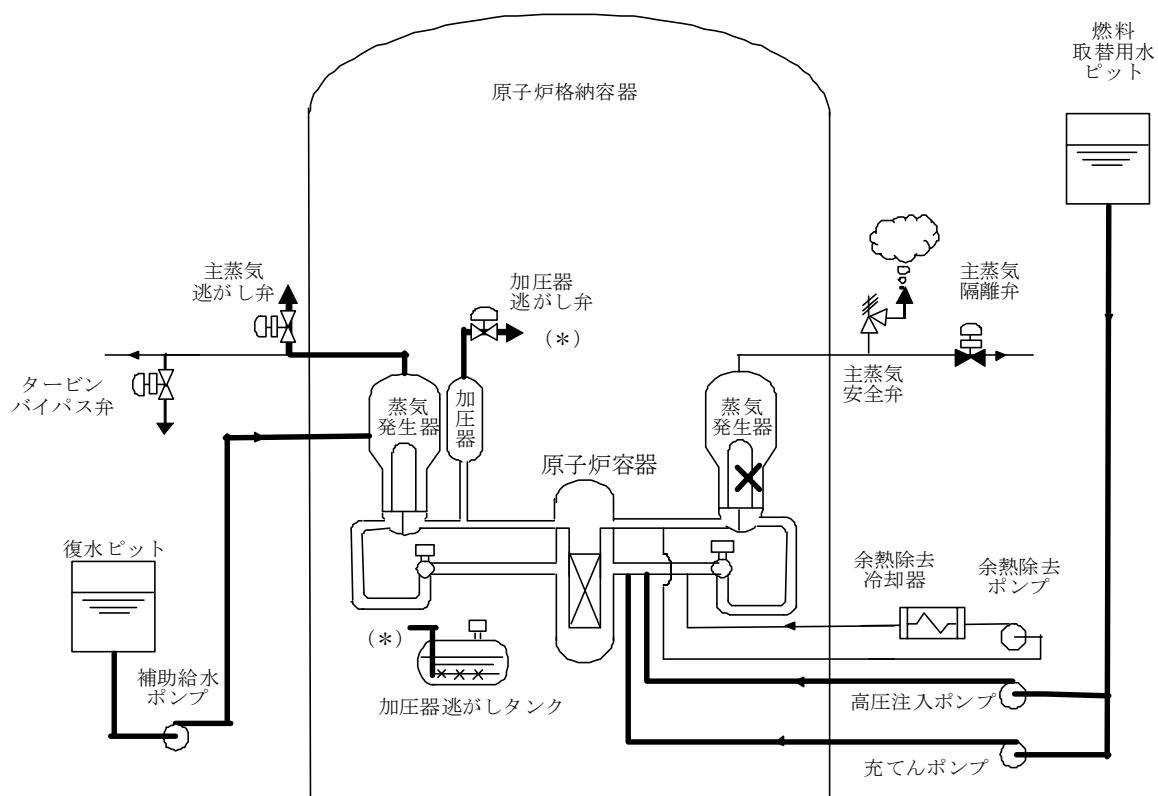
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。

なお、余熱除去系の接続に失敗し、充てん系による注入および加圧器逃がし弁開操作によるフィードアンドブリードを実施した後、ECCS 再循環を実施する場合は、フィードアンドブリードに必要な水源として、燃料取替用水ピットが 5%水位低となるまでには約 22 時間、またその後、高圧注入系による ECCS 再循環運転に切り替えた場合、再循環サンプが枯渇するまでには約 43 時間の余裕がある。

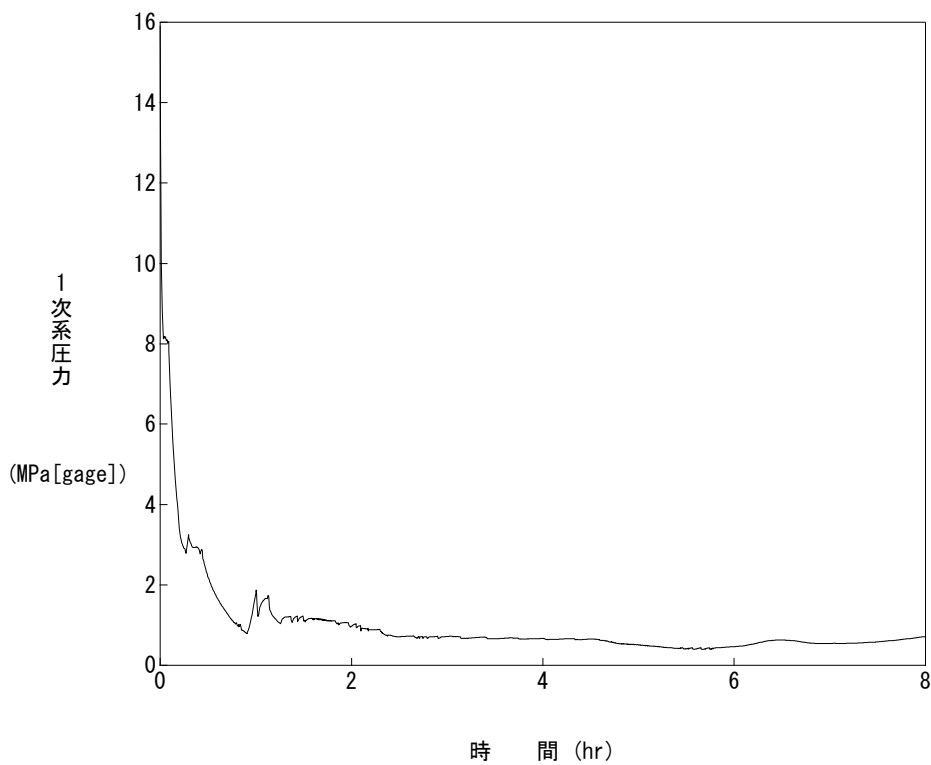




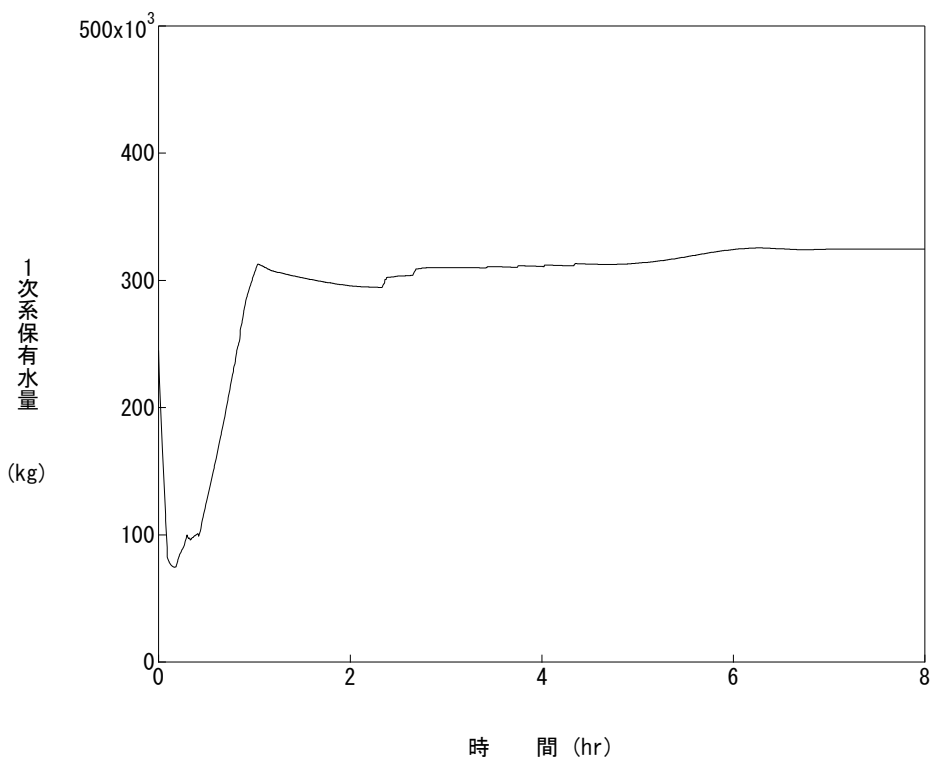
第 2.8.1 図 重大事故対策概要図 (インターフェイスシステム LOCA)



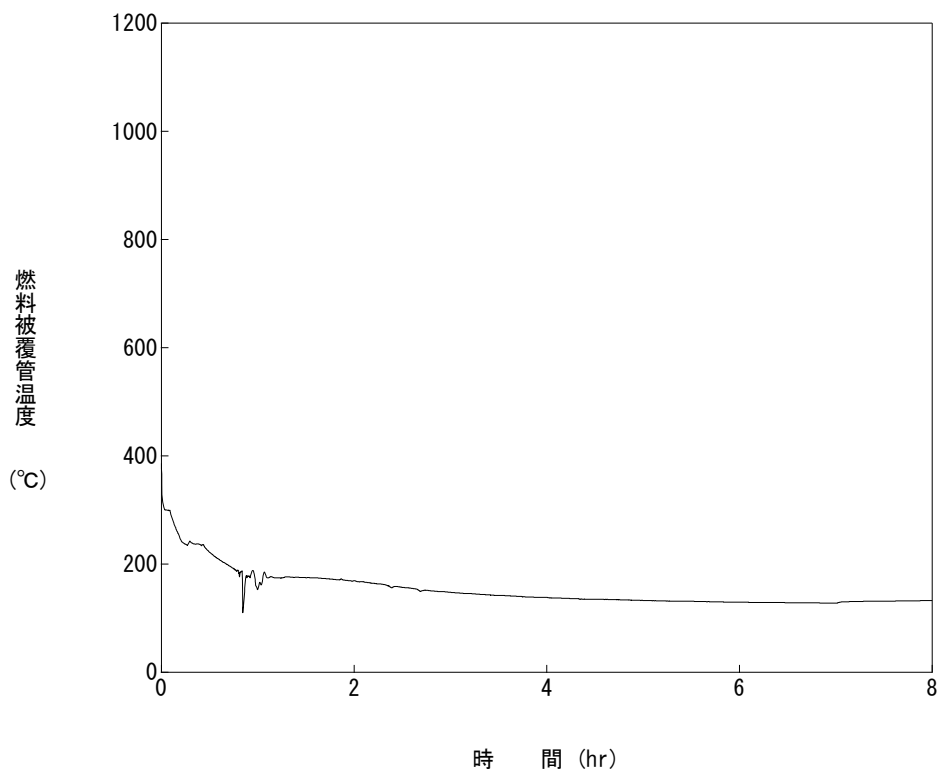
第 2.8.2 図 重大事故対策概要図 (蒸気発生器伝熱管破損)



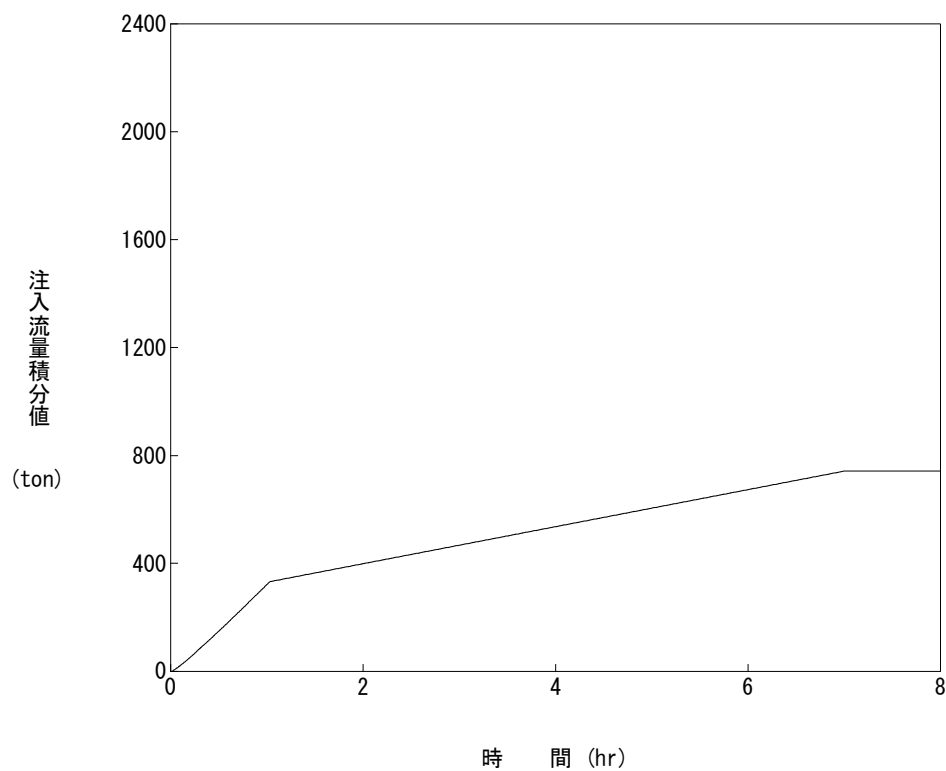
第 2.8.3 図 1 次系圧力の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



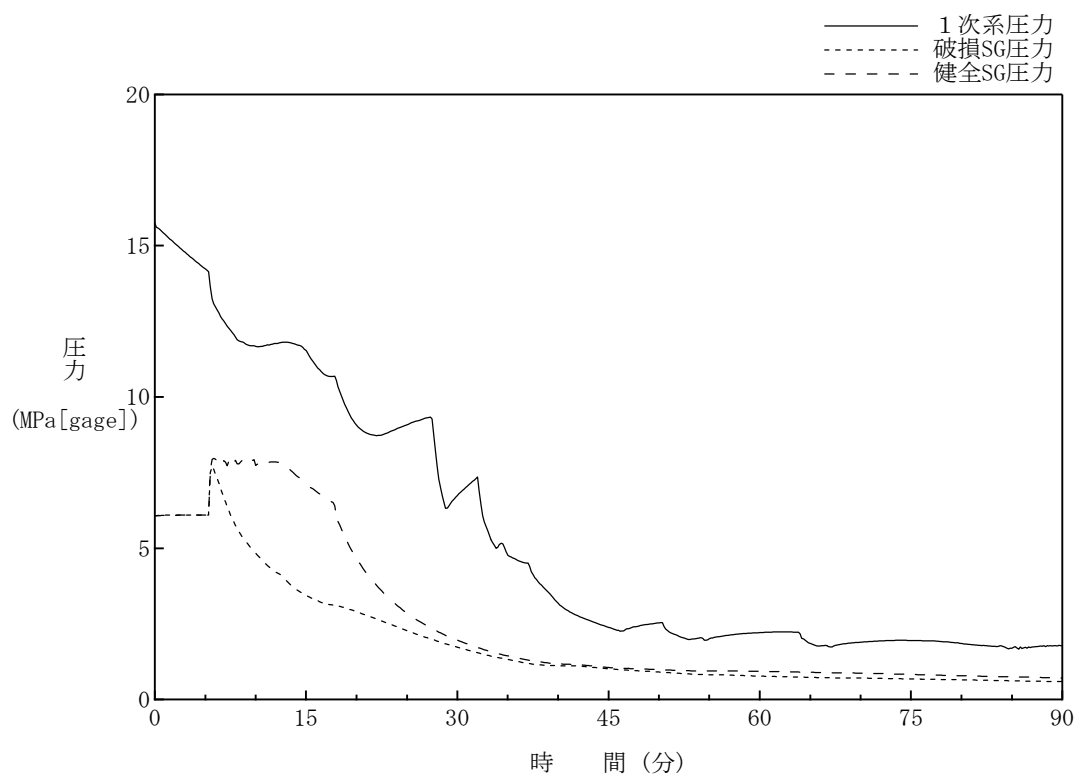
第 2.8.4 図 1 次系保有水量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



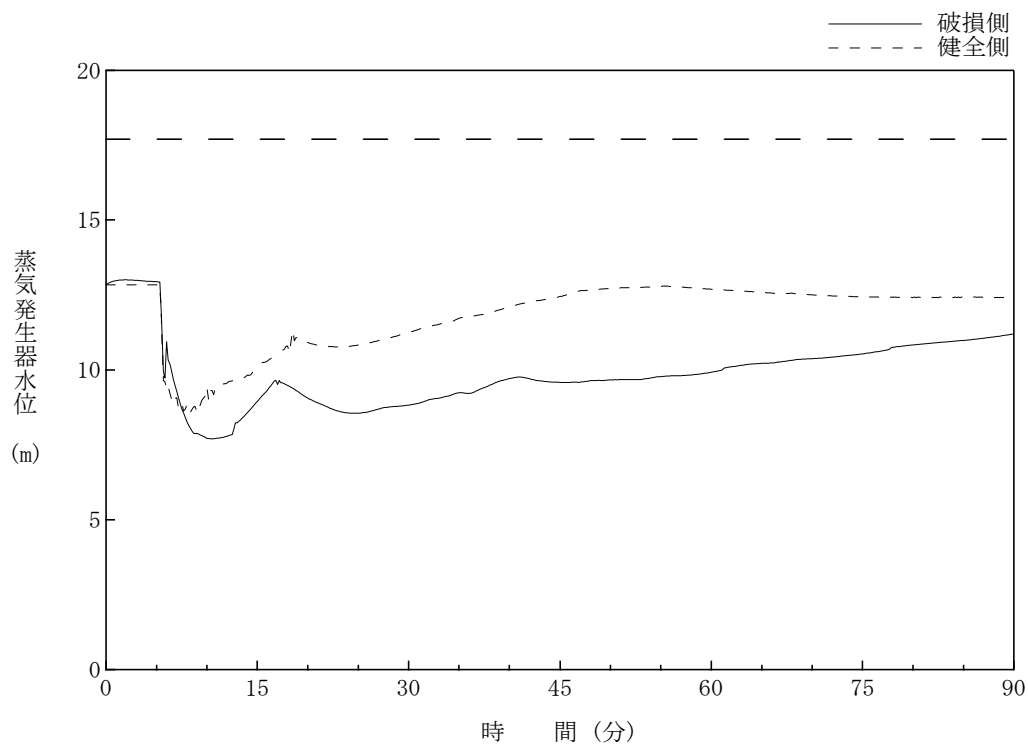
第 2.8.5 図 燃料被覆管温度の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



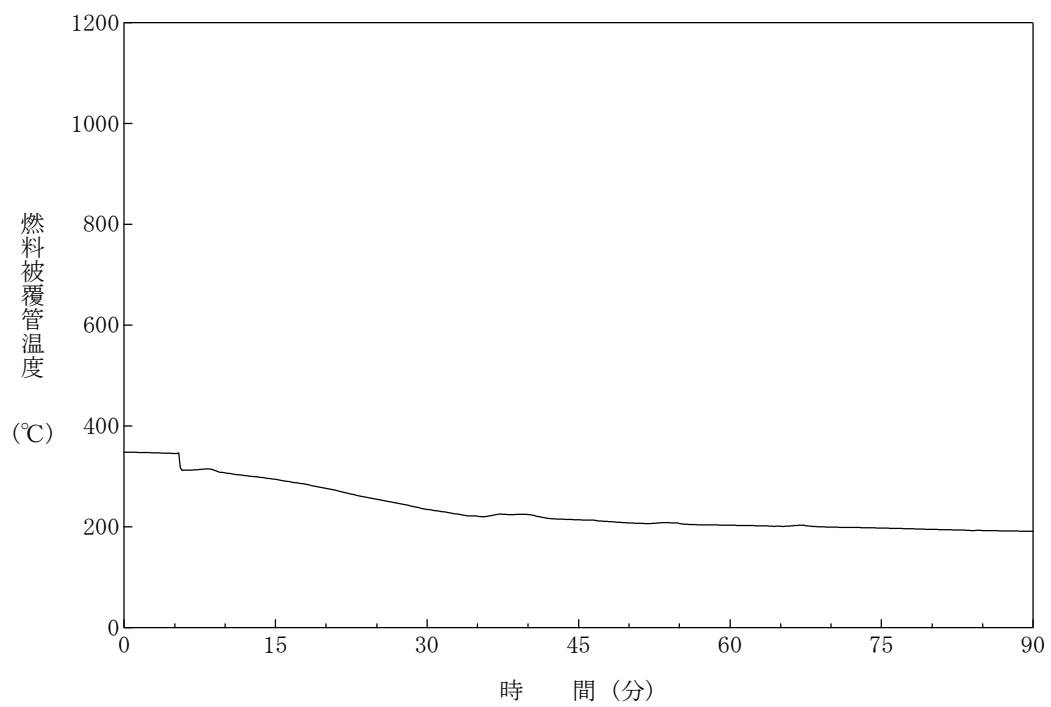
第 2.8.6 図 注入流量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)



第 2.8.7 図 1, 2 次系圧力の推移 (蒸気発生器伝熱管破損)



第 2.8.8 図 蒸気発生器水位の推移 (蒸気発生器伝熱管破損)



第 2.8.9 図 燃料被覆管温度の推移 (蒸気発生器伝熱管破損)

### 3. 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

##### 3.1.1 格納容器過圧破損事象

###### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材および溶融炉心の崩壊熱等の熱により発生した水蒸気、金属－水反応により発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器内の雰囲気圧力が緩慢に上昇し、格納容器が破損に至るモードを想定する。
- ii. これに対する重大事故対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレイ、および格納容器再循環ユニットに海水を直接通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ、格納容器内の雰囲気を冷却する自然対流冷却を確保している。これにより格納容器内部に注水、除熱することで、格納容器破損を防止することができる。（第 3.1.1.1 図）

炉心溶融が早く、事象進展中格納容器圧力が高く推移する、大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能および格納容器スプレイ機能が喪失する事象に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

###### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、重大事故対策である恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレイおよび格納容器再循環ユニットに海水を直接通水することによる自然対流冷却の有効性を評価するため、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。
- ii. 崩壊熱による水蒸気の発生および金属－水反応による水素および化学反応熱の発生を適切に考慮する。
- iii. 溶融炉心とコンクリートとの反応による非凝縮性ガスの発生を適切に考慮する。
- iv. 格納容器内への注水による空間部体積の減少を考慮する。
- v. 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷および圧力負荷の

影響を考慮する。

- vi. 原子炉容器内および格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素および酸素の発生を考慮する。

(c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 3.1.1.2、3.1.1.3 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

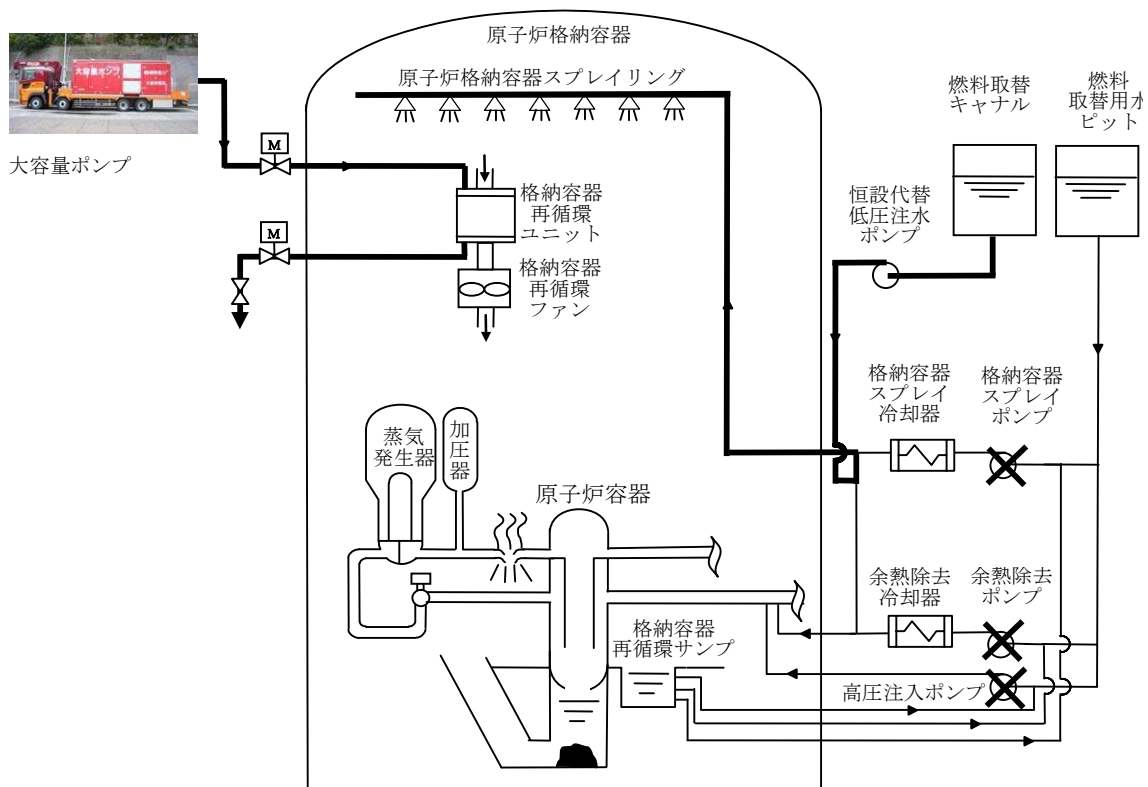
事象発生後、約 21 分で炉心溶融に至り、約 51 分後から恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレイを開始することにより、格納容器の圧力の急激な上昇を抑制することができる。その後、事象発生から 24 時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水直接通水による自然対流冷却を開始することで、格納容器の圧力を長期的に低下させることができる。

格納容器圧力の最高値は約 0.43MPa[gage]であり、格納容器限界圧力を下回る。

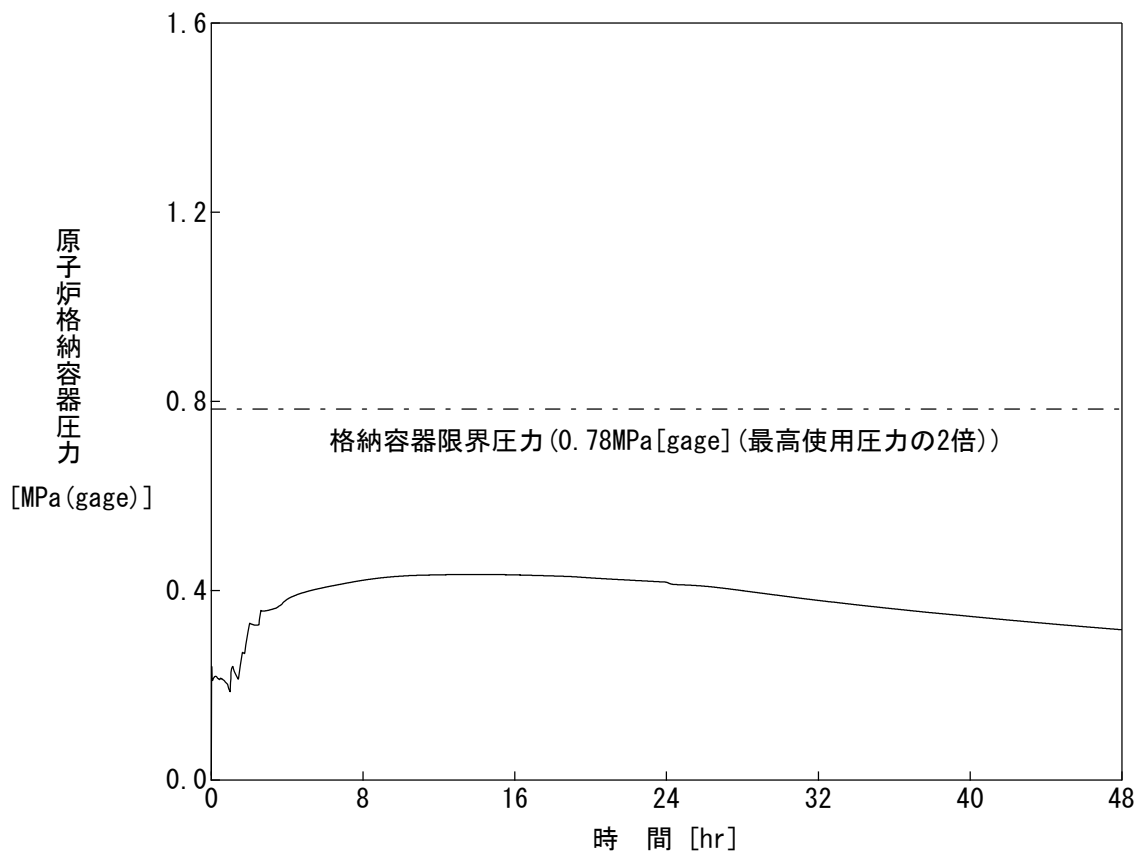
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。

なお、本事象は炉心溶融が早く、事象進展中は格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなるが、事象発生から 7 日後までの Cs-137 の総放出量については、100TBq を超えることはない。

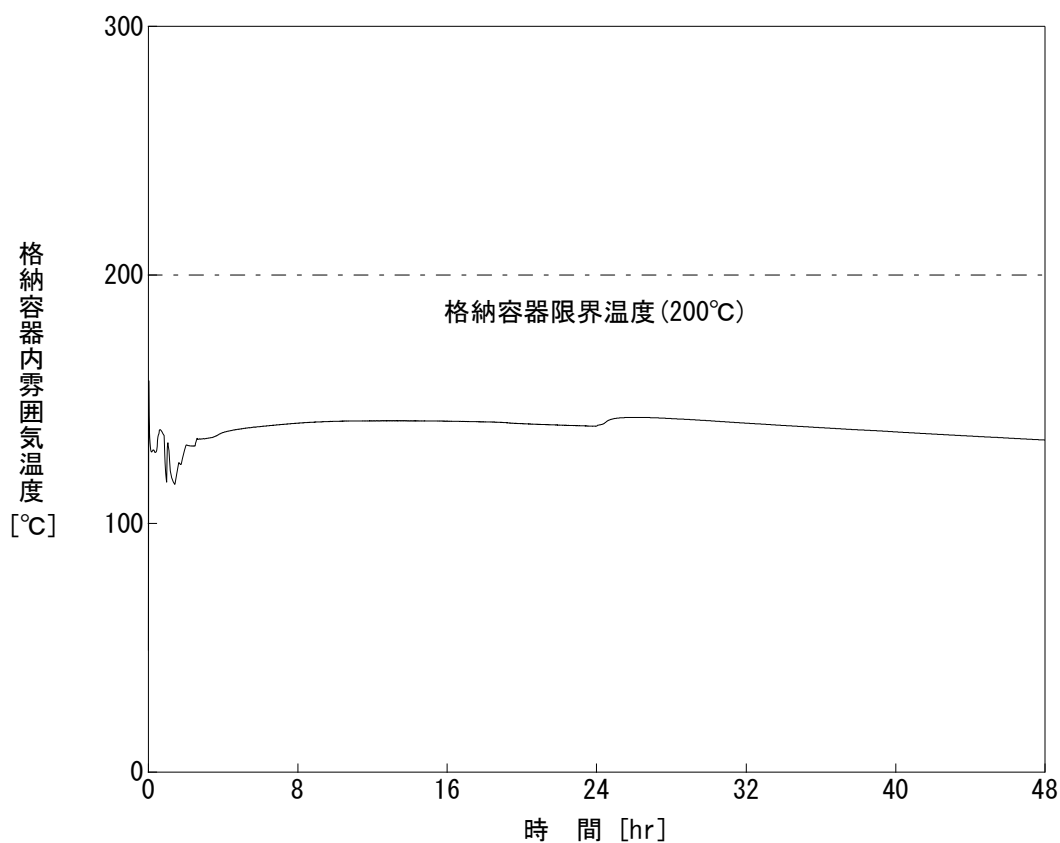




第 3.1.1.1 図 重大事故対策概要図



第 3. 1. 1. 2 図 原子炉格納容器圧力の推移



第 3. 1. 1. 3 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移

### 3.1.2 格納容器過温破損事象

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材および溶融炉心の崩壊熱等の熱により発生した水蒸気、金属－水反応により発生した非凝縮性ガスなどの蓄積により、格納容器雰囲気温度が緩慢に上昇し、格納容器が破損に至るモードを想定する。
- ii. これに対する重大事故対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレー、および格納容器再循環ユニットに海水を直接通水し、格納容器内の水蒸気を凝縮させ、格納容器内の雰囲気気を冷却する自然対流冷却を確保している。これにより格納容器内部に注水、除熱することで、格納容器破損を防止することができる。(第 3.1.2.1 図)

格納容器内への水の持込がない、ECCS 注入機能および格納容器スプレー機能が喪失する事象のうち、早期に過温破損に至る場合として、全交流電源喪失時に補助給水系統が機能喪失する事象を対象に、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、重大事故対策である恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレーおよび格納容器再循環ユニットに海水を直接通水することによる自然対流冷却の有効性を評価するため、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。
- ii. 崩壊熱による水蒸気の発生および金属－水反応による水素および化学反応熱の発生を適切に考慮する。
- iii. 溶融炉心とコンクリートとの反応による非凝縮性ガスの発生を適切に考慮する。
- iv. 格納容器内への注水による空間部体積の減少を考慮する。
- v. 水素燃焼が生じる場合には、燃焼に伴う熱負荷および圧力負荷の影響を考慮する。

- vi. 原子炉容器内および格納容器内における長期的な水の放射線分解による水素および酸素の発生を考慮する。

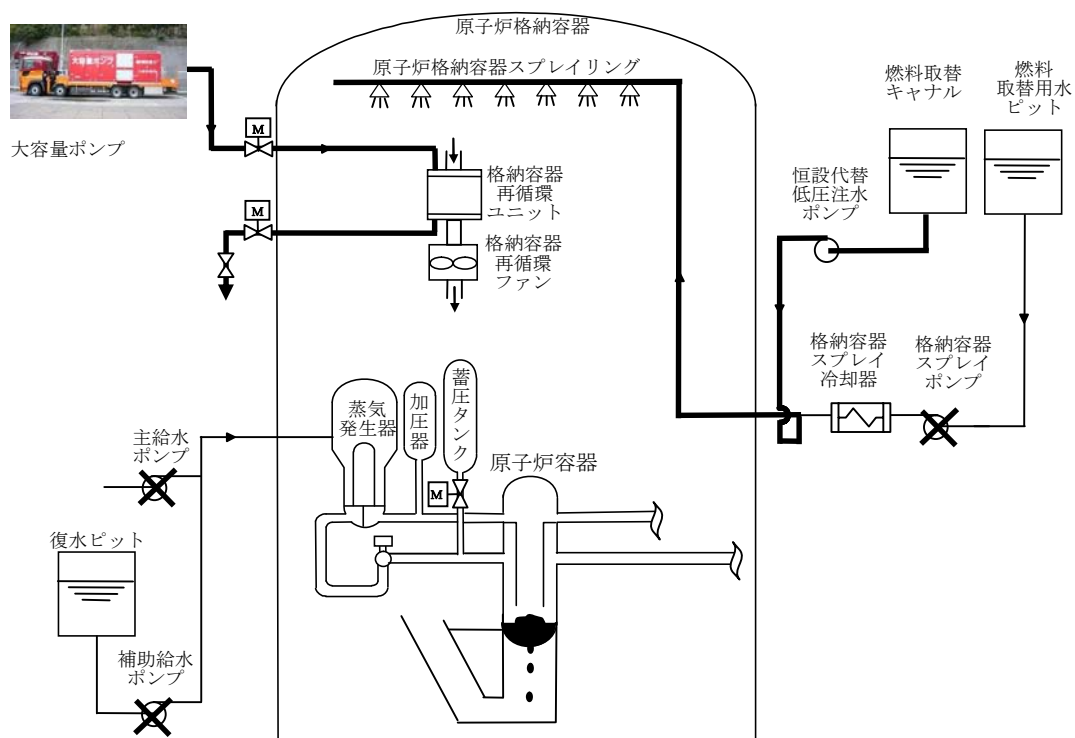
(c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 3.1.2.2、3.1.2.3 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

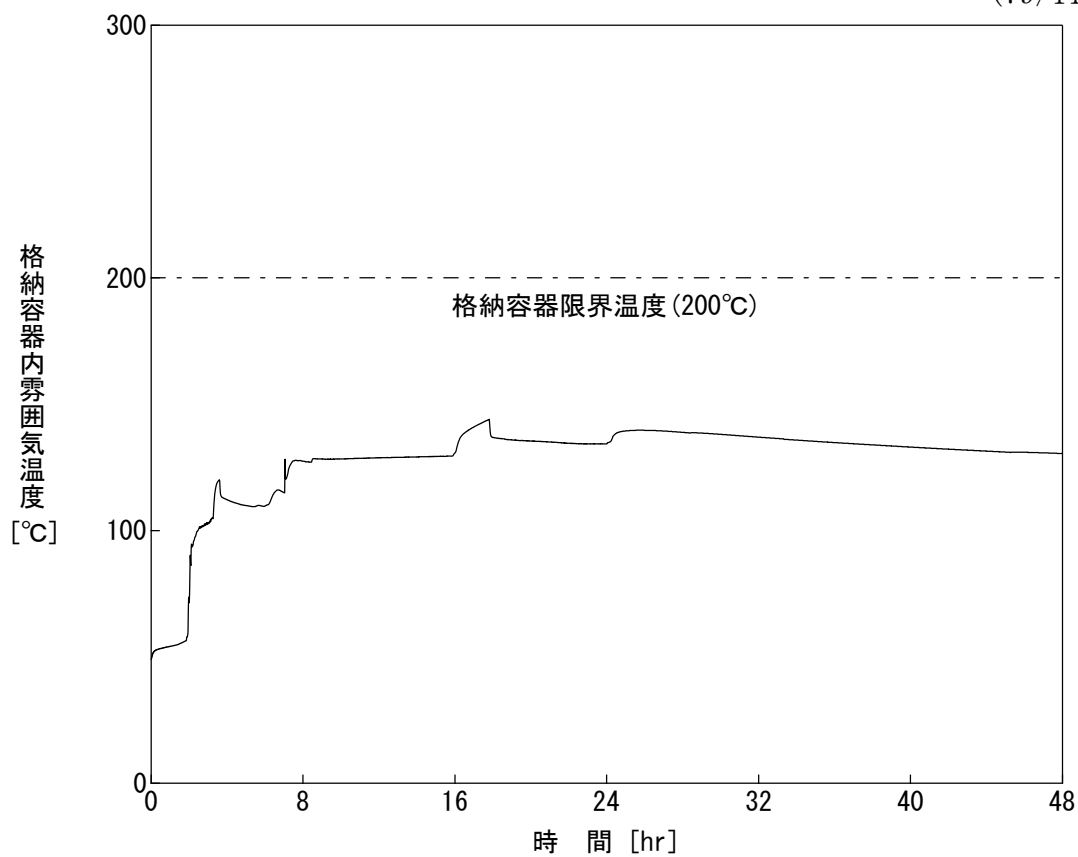
事象発生後、約 3.1 時間で炉心溶融に至り、約 3.6 時間後から恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器スプレイを実施することにより、格納容器雰囲気温度の急激な上昇は抑えられる。事象発生から 24 時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水直接通水による自然対流冷却を開始することで、格納容器雰囲気温度を長期的に低下させることができる。

格納容器雰囲気温度の最高値は約 144℃であり、格納容器限界温度を下回る。

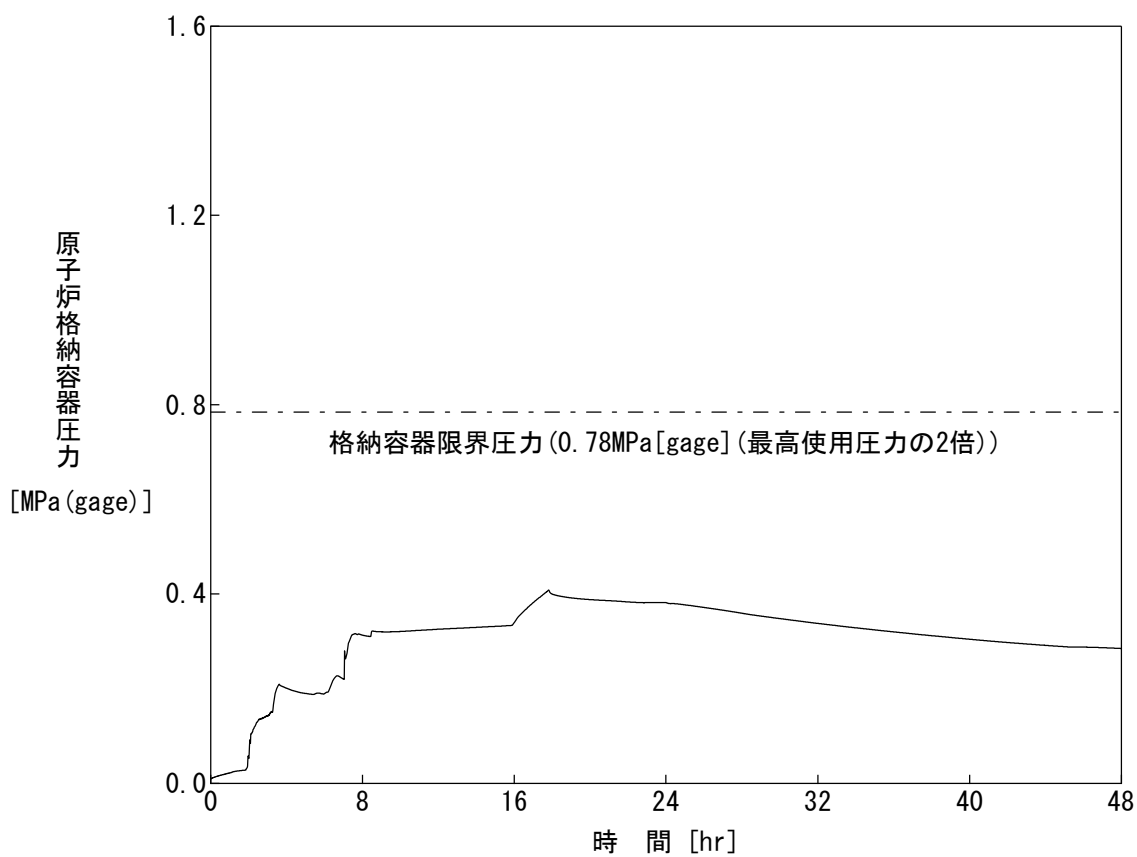
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 3.1.2.1 図 重大事故対策の概要図



第 3.1.2.2 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移



第 3.1.2.3 図 原子炉格納容器圧力の推移

### 3.2 高圧溶融物放出 (HPME) / 格納容器直接加熱 (DCH)

#### (a) 現象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉容器が高い圧力の状況で破損し、溶融炉心や水蒸気/水素が急速に放出され、格納容器雰囲気加熱されることで、急速に格納容器圧力が上昇し、格納容器破損に至るモードを想定する。
- ii. これに対する重大事故対策としては、全交流電源喪失時にも操作可能な原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備として、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧手段を確保している。これにより原子炉容器破損までに 1 次系を減圧することができる。(第 3.2.1 図)

1 次系圧力が高く保持され、溶融炉心の格納容器内部への噴出の可能性が考えられる場合として、全交流電源喪失時に補助給水系が機能喪失する事象に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象に対して、重大事故対策である 1 次系強制減圧の有効性を評価するため、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。
- ii. 1 次系圧力が高く推移するよう 1 次系の高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等は想定しない。

#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 3.2.2 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

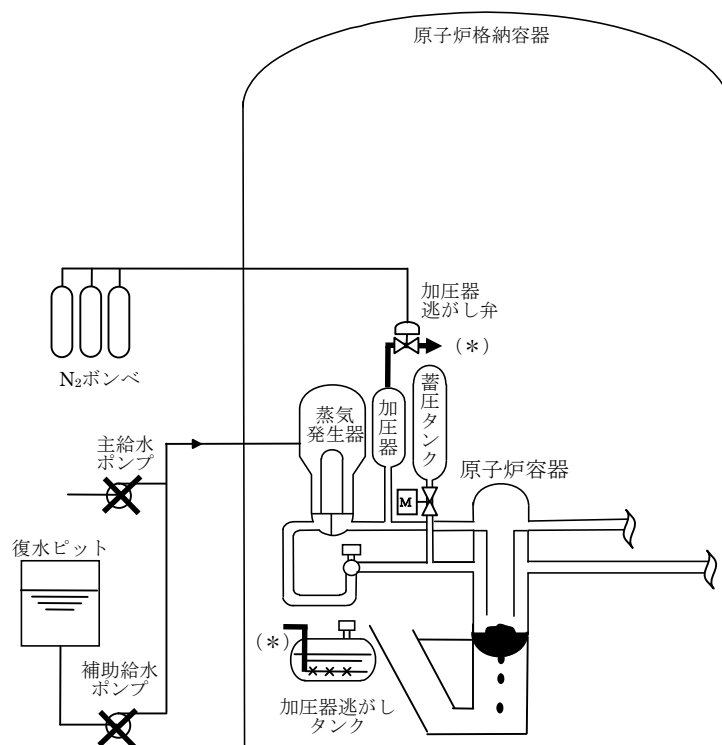
事象発生後、全ての給水機能が喪失することにより蒸気発生器水位が低下し、1 次系の温度および圧力が上昇して加圧器安全弁が作動する。この間、1 次冷却材の漏えいが継続することで、徐々に炉心水位が低下し、事象発生から約 3.1 時間後には炉心溶融に至る。

炉心溶融から 10 分後に加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を開始する。その後、事象発生から約 7 時間後に原子炉容器破損に至るが、

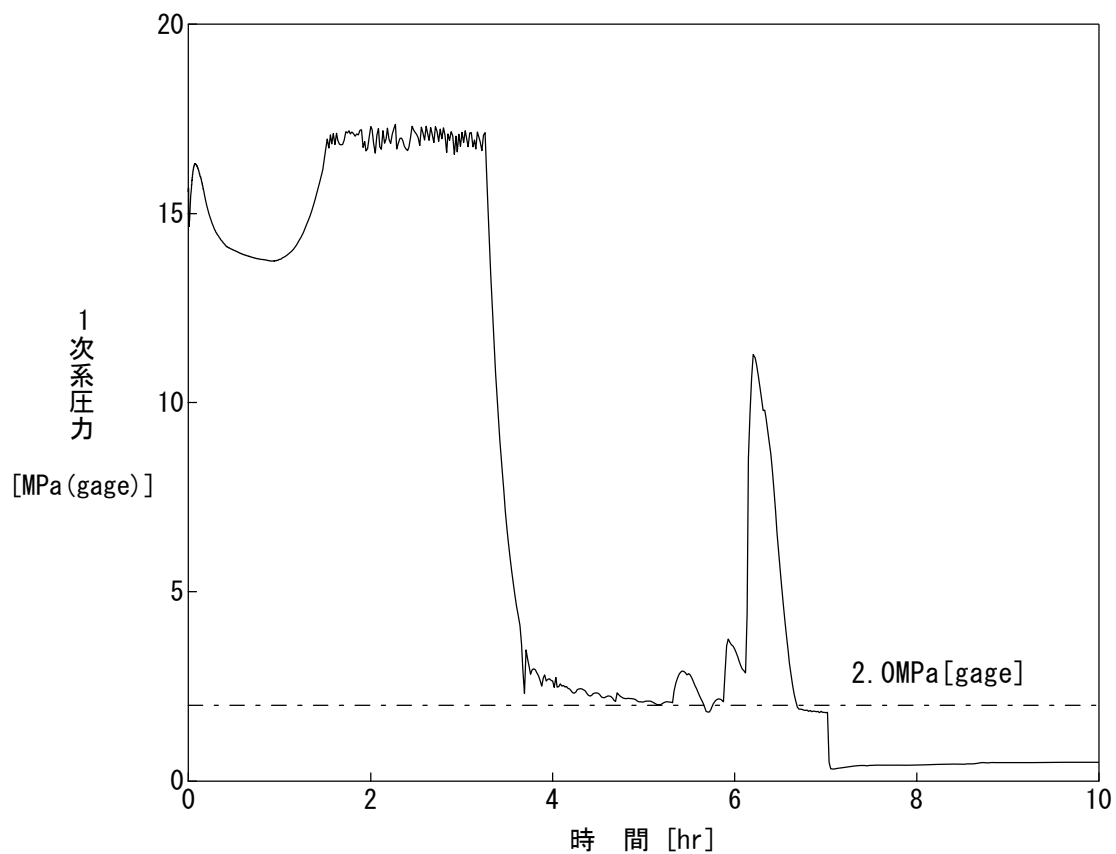
その際の 1 次系圧力は約 1.8MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を下回る。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。





第 3.2.1 図 重大事故対策の概要図



第 3.2.2 図 1 次系圧力の推移

### 3.3 炉外の溶融燃料－冷却材相互作用

#### (a) 現象の想定、事象進展および事象収束

- i. 溶融炉心と格納容器内の冷却水との接触によって水蒸気爆発が生じ、一時的な圧力の急上昇により、格納容器の破損に至るモードを想定する。
- ii. これに対する重大事故対策は不要である。

原子炉キャビティ室への水の流入が大きく、また事象進展が速く炉心保有熱が大きい場合に、高い爆発エネルギーの水蒸気爆発の可能性が考えられる。これに対し、大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能が喪失するが、格納容器スプレーが作動する事象を想定して、原子炉キャビティ部で水蒸気爆発が生じた場合でも、1 次系配管および原子炉キャビティ壁がその耐力により健全性を維持し、格納容器の健全性も維持されることを解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象に対して、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。

また、水蒸気爆発解析を実施するために JASMINE コードを、1 次系配管および原子炉キャビティ壁の塑性ひずみ等を評価するために LS-DYNA コードを使用する。
- ii. 原子炉容器下部の床面のプール水の温度および量は溶融炉心冷却のための対策による影響を適切に考慮する。
- iii. 原子炉容器破損径として、炉内計装筒 1 本（直径 0.038m）を保守的に丸めた 0.05m とする。

#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 3.3.1～3.3.3 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生後、1 次冷却材の流出に伴い原子炉容器水位、1 次系圧力は急速に低下し、約 1.8 時間後には原子炉容器破損に至り、溶融炉心

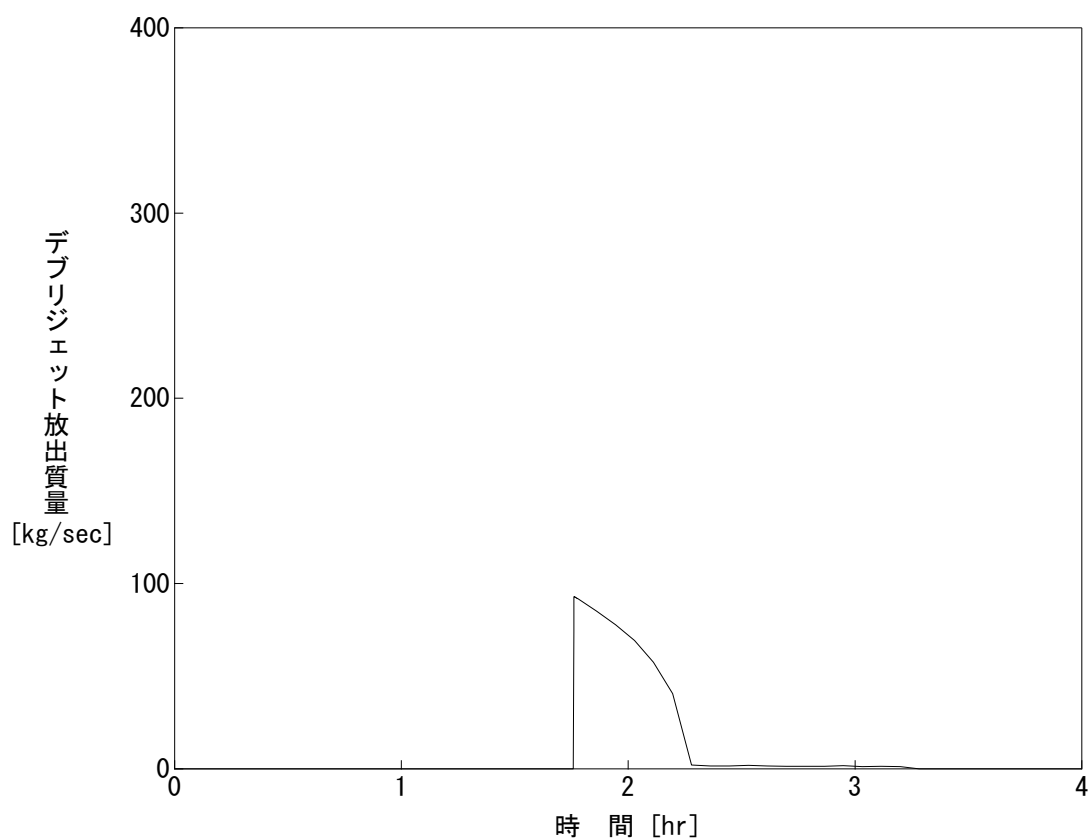
が原子炉キャビティに放出されるが、格納容器スプレイは事象発生後約 8 秒後から継続して作動しており、原子炉キャビティには十分な水量が存在している。

また水蒸気爆発解析の結果から、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、熔融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播して、原子炉容器底部および原子炉キャビティ壁面に到達すると荷重が生じ、その後、衝撃波が構造物と反射を繰り返すことで圧力が徐々に減衰する結果となる。

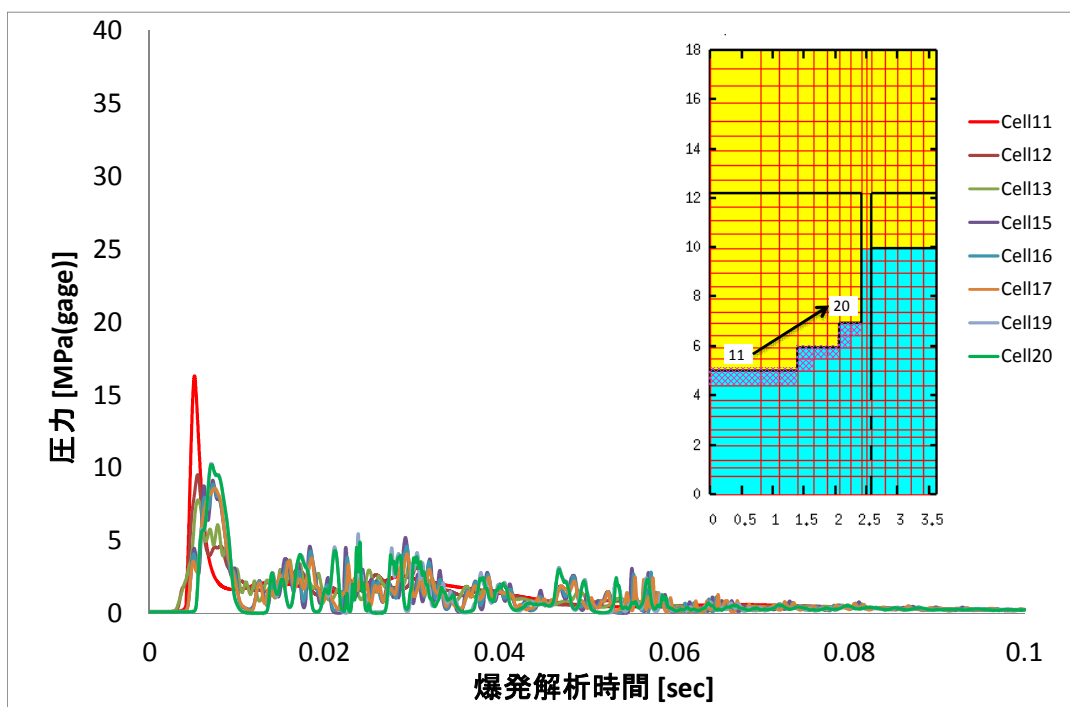
以上を踏まえて、1 次系配管および原子炉キャビティ壁に対して構造応答解析を実施した結果、1 次系配管の塑性ひずみは約 2.8%であり、配管部の破断ひずみ 25%を超過することはない。

また、原子炉キャビティ壁については、ライナー鋼板の塑性ひずみは約 3.0%であり、破断ひずみ 19%を超過することはない。

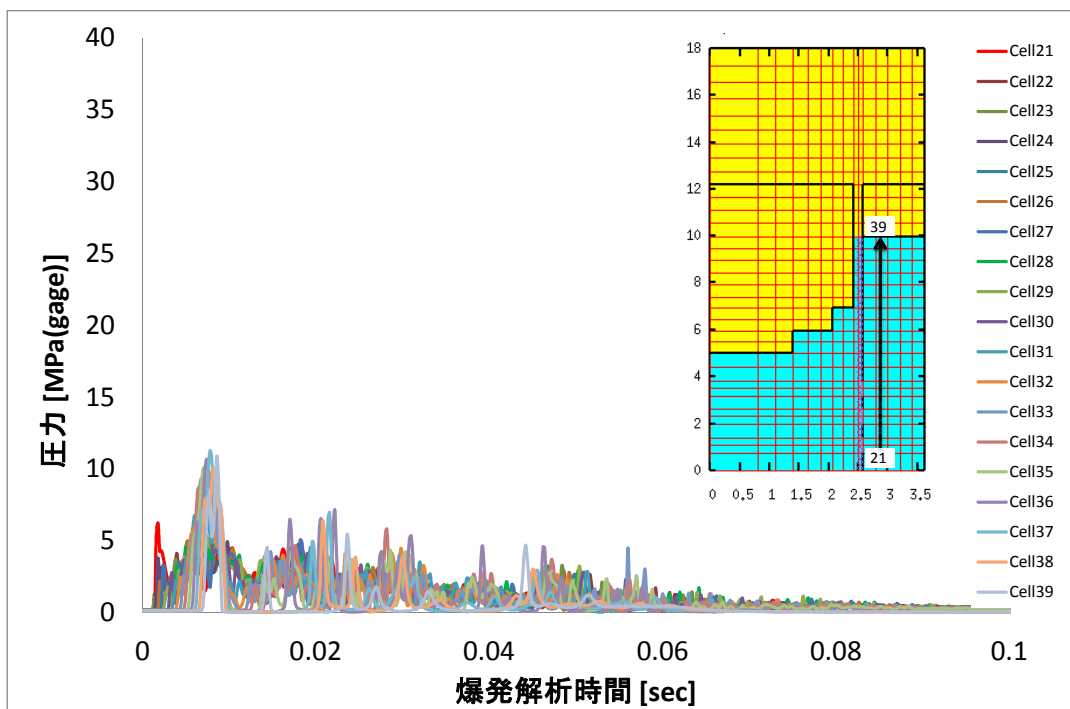
以上より、原子炉キャビティ部において水蒸気爆発が発生した場合でも、1 次系配管および原子炉キャビティ壁がその耐力により健全性を維持し、格納容器の健全性も維持されることを確認した。



第 3.3.1 図 デブリジェット放出質量の推移



第 3.3.2 図 原子炉容器底部の圧力履歴



第 3.3.3 図 原子炉キャビティ壁面の圧力履歴

### 3.4 水素燃焼

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 格納容器の雰囲気中に酸素のような反応性のガスが混在し、水-ジルコニウム反応等により発生した水素と反応することにより激しい燃焼が生じることで、格納容器内部に圧力負荷が生じ、格納容器の破損に至るモードを想定する。
- ii. 格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時に水-ジルコニウム反応により短期間に発生する水素による格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による格納容器破損を防止することができる。さらに、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解により緩やかに発生する水素を除去し、格納容器内の水素濃度低減を進めることができる。(第 3.4.1 図)

可燃性ガスである水素の格納容器内への放出速度が大きい事象として、大破断 LOCA 時に ECCS 注水機能が喪失する事象を対象に、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. 水素爆轟の防止および可燃性ガスの蓄積に関する評価では、(a) 項の事象に対して、シビアアクシデント時に発生が予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードおよび格納容器内の熱流体挙動をモデル化する GOTHIC コードを使用する。

可燃性ガスの燃焼の評価では、ii 項の想定により発生した水素が全て蓄積、燃焼し、発生した燃焼熱が全て気体のエネルギー上昇に寄与するとした場合の圧力上昇を断熱等積完全燃焼 (AICC ; Adiabatic Isochoric Complete Combustion) モデルにより評価する。

- ii. 上記 i 項のコードにより計算される水素発生量が、全炉心内ジルコニウム量の 75%と水が反応した場合の発生量よりも少ない場合においても、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応するものとする。

- iii. 溶融炉心とコンクリートとの反応による可燃性ガスおよびその他の非凝縮性ガス等の発生を適切に考慮する。
- iv. 水の放射線分解によって発生する水素および酸素を考慮する。

(c). 有効性評価の結果

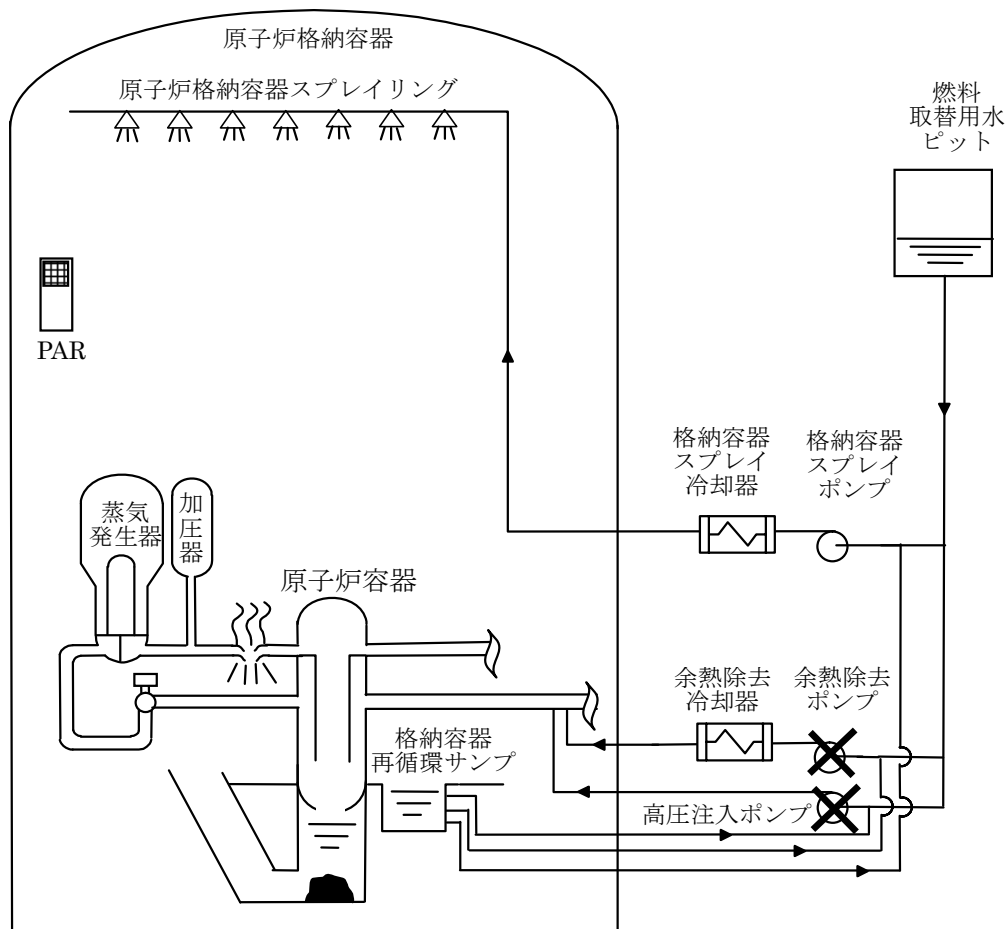
主要なパラメータの解析結果を第 3.4.2 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

事象発生後、1 次冷却材が破断口から流出した後、約 27 分後には炉心溶融に至る。このため、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した格納容器内水素濃度は最大約 12.8vol%で減少に転じ、13vol%を下回る。また、水の放射線分解によって発生する水素を考慮しても、格納容器内に設置した静的触媒式水素再結合装置の効果により格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することはない。

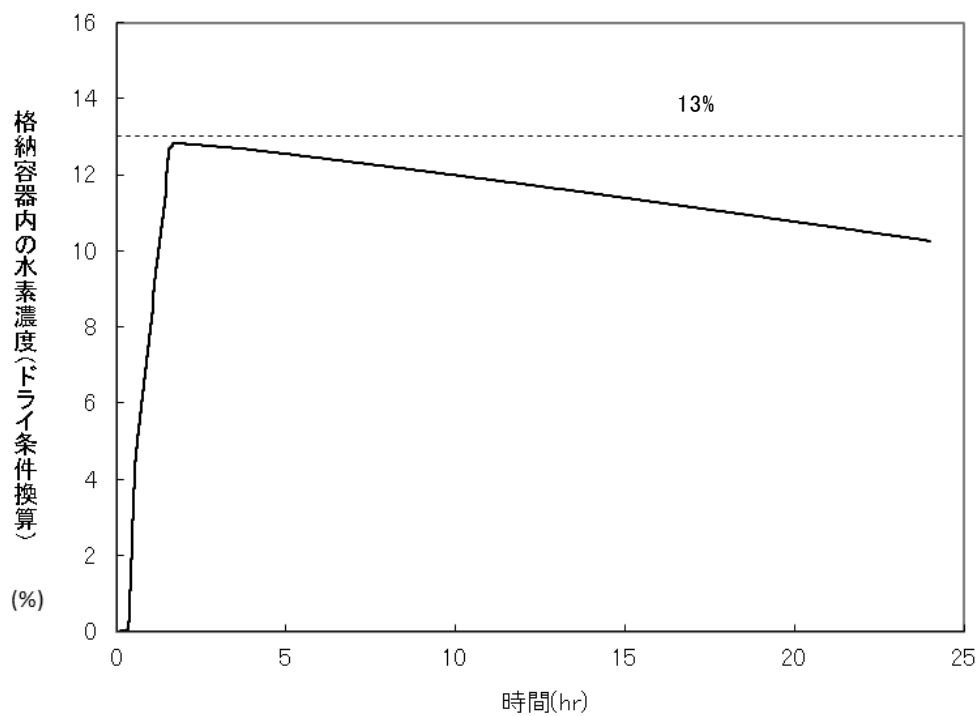
さらに、全炉心内ジルコニウム量の 75%が水と反応して発生した水素が全て燃焼に寄与することを想定した場合の格納容器バウンダリにかかる圧力の最高値は約 0.50MPa[gage]であり、限界圧力を下回る。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。





第 3.4.1 図 重大事故対策の概要図



第 3.4.2 図 格納容器内の水素濃度の推移

### 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（格納容器ベースマツト溶融貫通）

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉容器内の溶融炉心が原子炉キャビティへ流出し、溶融炉心とコンクリートが接触することで、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によってコンクリートが侵食され、格納容器が破損に至るモードを想定する。
- ii. これに対する重大事故対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレイを実施する手段を確保している。これにより格納容器内部に注水することで、格納容器破損を防止することができる。（第 3.5.1 図）

格納容器内への水の持込がない、ECCS 注入機能および格納容器スプレイ機能が喪失する事象のうち、早期に炉心溶融に至る場合として、大破断 LOCA 時に ECCS 注入機能および格納容器スプレイ機能が喪失する事象を対象に、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、重大事故対策である恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレイの有効性を評価するため、シビアアクシデント時に予想される諸現象を個々にモデル化した MAAP コードを使用する。
- ii. 落下する溶融炉心の量および溶融炉心の落下のタイミングは事象進展を適切に考慮する。

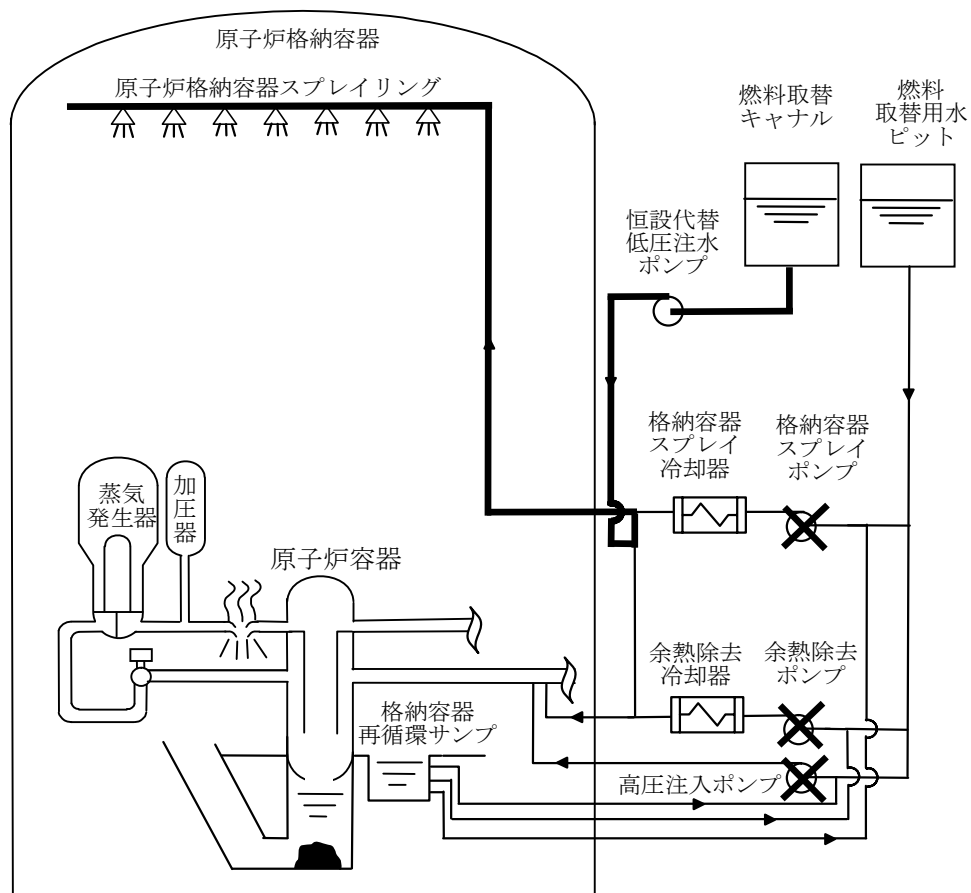
#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 3.5.2、3.5.3 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

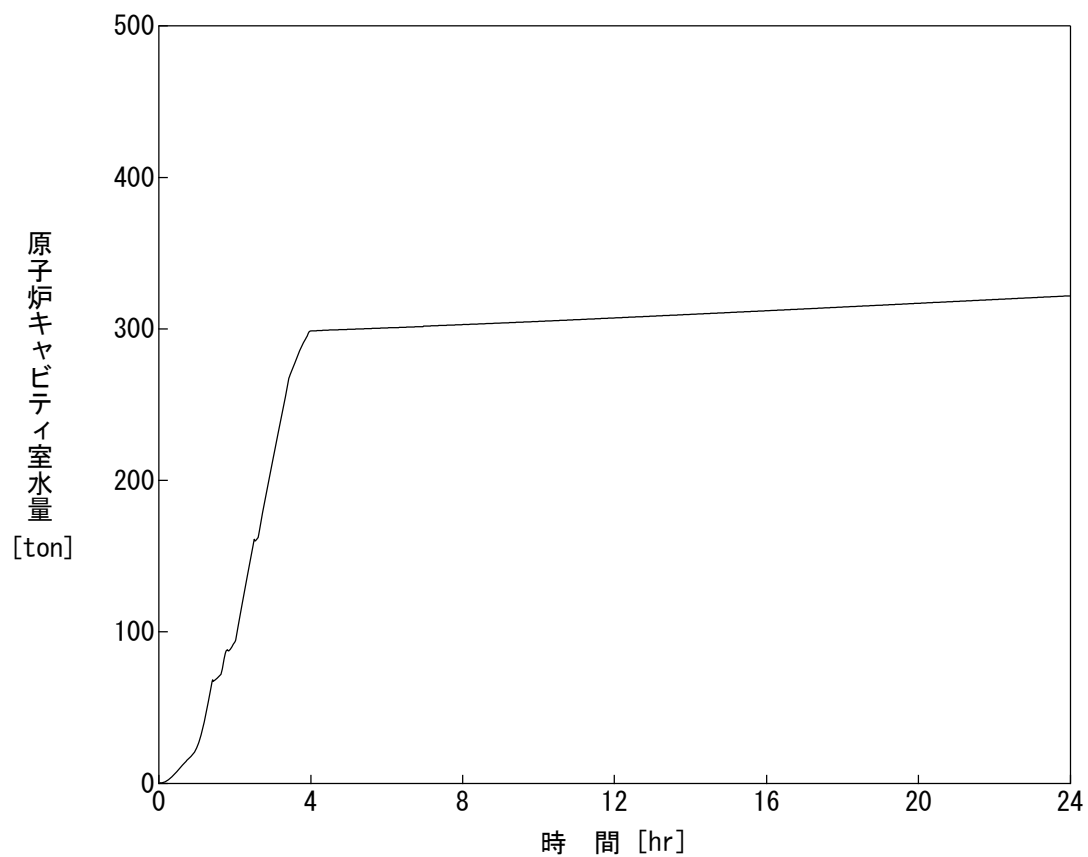
事象発生後、約 21 分で炉心溶融に至り、約 51 分後から恒設代替低圧注水ポンプを用いた格納容器スプレイを開始する。約 1.4 時間後には原子炉容器破損に至るが、その時点では原子炉キャビティには十分な水量が確保されており、溶融炉心からの崩壊熱は除去されるため、

ベースマットは侵食されない。

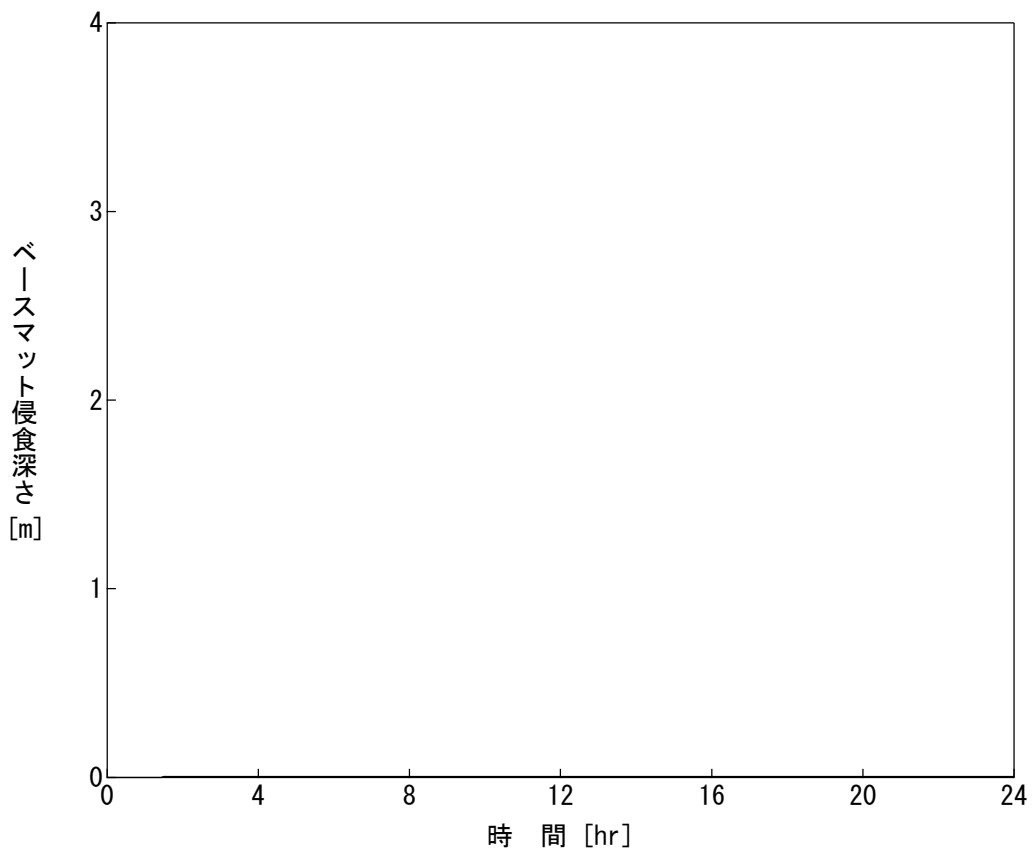
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 3.5.1 図 重大事故対策の概要図



第 3.5.2 図 原子炉キャビティ室水量の推移



第 3.5.3 図 ベースマット侵食深さの推移

#### 4. 使用済燃料貯蔵プールの燃料損傷防止対策の有効性評価

##### 4.1 想定事故 1

###### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 使用済燃料ピットの冷却系の故障および補給水の失敗によりピット水の温度が上昇し、沸騰を開始する事象を想定する。
- ii. この場合、沸騰によりピット水が減少し緩慢にピットの水位が低下するため、冷却系の回復や注水による冷却水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。
- iii. 使用済燃料ピットは、放射線業務従事者の受ける線量を合理的に達成できる限り低くするように設計されており、燃料上部に約 7m 以上の十分な水遮へいを有していることから、事象発生により水位が低下しても、燃料頂部が露出するまでに数日間の十分な時間余裕がある。
- iv. これに対する重大事故対策としては、可搬式の消防ポンプにより使用済燃料ピットへ給水する手段を確保している。これにより、沸騰による水位低下を十分に補い、使用済燃料ピットの燃料の損傷を防止することができる。

本重大事故対策の有効性を確認した結果を以下に示す。

###### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、使用済燃料ピット内の燃料集合体の崩壊熱および保有水量等を基にピット水位低下の時間を評価する。
- ii. 使用済燃料ピットには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定する。
- iii. 燃料組成および燃焼度等を考慮して使用済燃料の崩壊熱を適切に設定する。
- iv. 安全機能の喪失として、既設の使用済燃料ピットの冷却系および補給水系の機能喪失を仮定する。
- v. 有効性評価は、事象発生から使用済燃料ピット水位が低下し、使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮へい設計基準

値 0.15mSv/h に相当する水位に達するまでの時間を重大事故対策の時間余裕として評価する。

(c) 有効性評価の結果

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮へい設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位は、初期水位から約 3m 低下した水位と評価されるため（第 4.1 図）、3m 分の水位低下時間を以下に評価する。

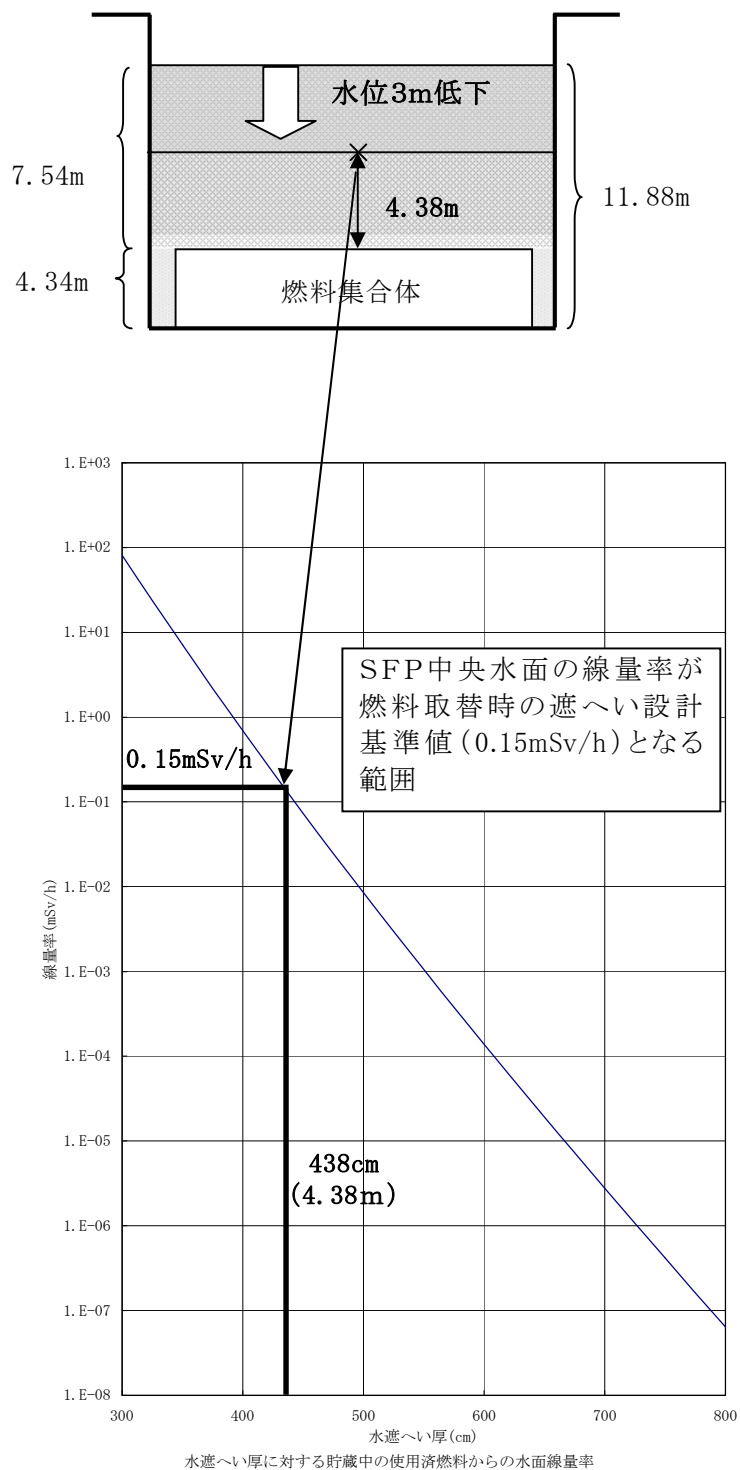
事象発生後、使用済燃料ピット水は崩壊熱により徐々に温度上昇し、事象発生時点から約 12 時間後に沸騰し始め、ピット水は緩慢に低下し始める。3m 分のピット水量は約 1,000m<sup>3</sup> であり、蒸散量は約 20m<sup>3</sup>/h であることから水位低下率は約 6cm/h である。

これより、事象発生から 3m 分の水位低下までの時間は約 2.6 日であり、事象を検知し重大事故対策としての可搬式の消防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。

可搬式の消防ポンプの容量は約 48m<sup>3</sup>/h であり、崩壊熱による蒸散量に対して十分に上回っていることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できる。また、使用済燃料ピットは純水冠水状態にて臨界未満とする設計としており、冠水が確保されることから未臨界が維持される。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。





第 4.1 図 使用済燃料ピットの水位と水面線量率

## 4.2 想定事故 2

### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 冷却系配管の破断等によるサイフォン効果等により使用済燃料ピット水の小規模な喪失が発生し、補給水にも失敗して使用済燃料ピットの水位は緩慢に低下する事象を想定する。
- ii. この場合、ピット水の温度が上昇し、沸騰することによりピット水が減少し緩慢にピットの水位が低下するため、冷却系の回復や注水による冷却水の補給が行われないと、やがて燃料が損傷する。
- iii. 使用済燃料ピットの冷却系配管は、破断等が発生した場合にもピット保有水が過度に損なわれることがないようピット上部に接続されているため、本事象を想定しても保有水の流出は限定される。このため破断による保有水の流出を考慮してもなお燃料上部に十分な水遮へいを有していることから、想定事故 1 と同様、蒸発により水位が低下しても、燃料頂部が露出するまでに数日間の時間余裕がある。
- iv. これに対する重大事故対策としては、可搬式の消防ポンプにより使用済燃料ピットへ給水する手段を確保している。これにより、沸騰による水位低下を十分に補い、使用済燃料ピットの燃料の損傷を防止することができる。

本重大事故対策の有効性を確認した結果を以下に示す。

### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. 想定事故 1 (b) 有効性評価の方法および主要な条件 i ~ v については、想定事故 2 と共通するため、これに従い評価する。
- ii. 冷却系配管破損による燃料ピット保有水の流出による水位低下位置は、燃料ピットと配管の接続部のうち最も低い位置とする。

### (c) 有効性評価の結果

事象発生後、冷却系配管から燃料ピット保有水が漏えいし、初期水位からピット出口配管高さまで、約 1m 水位が低下する。(第 4.2 図)

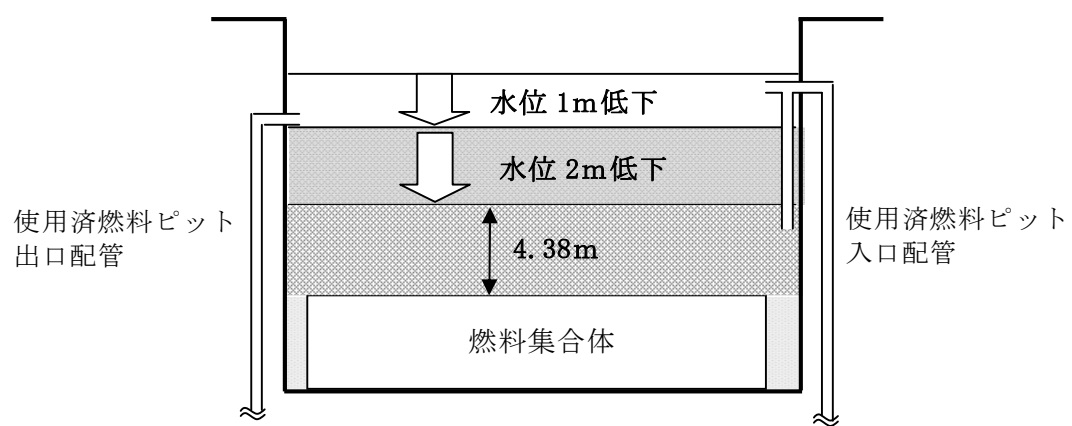
想定事故 1 (c) 有効性評価の結果で示したとおり、使用済燃料ピット

中央水面の線量率が燃料取替時の遮へい設計基準値 0.15mSv/h に相当する水位は初期水位から約 3m 低下した水位であるため、配管からの漏えい分を差し引いた 2m 分の水位低下時間を以下に評価する。

使用済燃料ピット水は想定事故 1 と同様、崩壊熱により徐々に温度上昇をはじめ、事象発生時点から約 11 時間後に沸騰し始め、ピット水は更に緩慢に低下し始める。2m 分の水位低下までの時間は約 1.8 日間であり、事象を検知し可搬式の消防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。

可搬式の消防ポンプの容量は、崩壊熱による蒸散量に対して十分に上回っていることから、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮へいが維持される水位を確保できる。また、使用済燃料ピットは純水冠水状態にて臨界未満とする設計としており、冠水が確保されることから未臨界が維持される。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 4.2 図 使用済燃料ピットの水位と配管高さ

## 5. 停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価

### 5.1 崩壊熱除去機能喪失（RHR の故障による停止時冷却機能喪失）

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. プラント停止中に、余熱除去系が故障することにより崩壊熱除去機能が喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、崩壊熱除去機能喪失により炉心冷却機能の喪失につながり、燃料損傷に至る。
- iii. これに対する重大事故対策としては、蓄圧タンク、および恒設代替低圧注水ポンプによるほう酸水の注入手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、燃料損傷を防止することができる。（第 5.1.1 図）

対策実施までの時間余裕を厳しくする観点から、崩壊熱が高く、また原子炉冷却材の保有水量が少ないため早期に炉心が露出する前半ミッドループ運転中に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。
- ii. 安全機能の喪失として、交流電源および原子炉補機冷却機能の喪失を仮定する。

#### (c) 有効性評価の結果

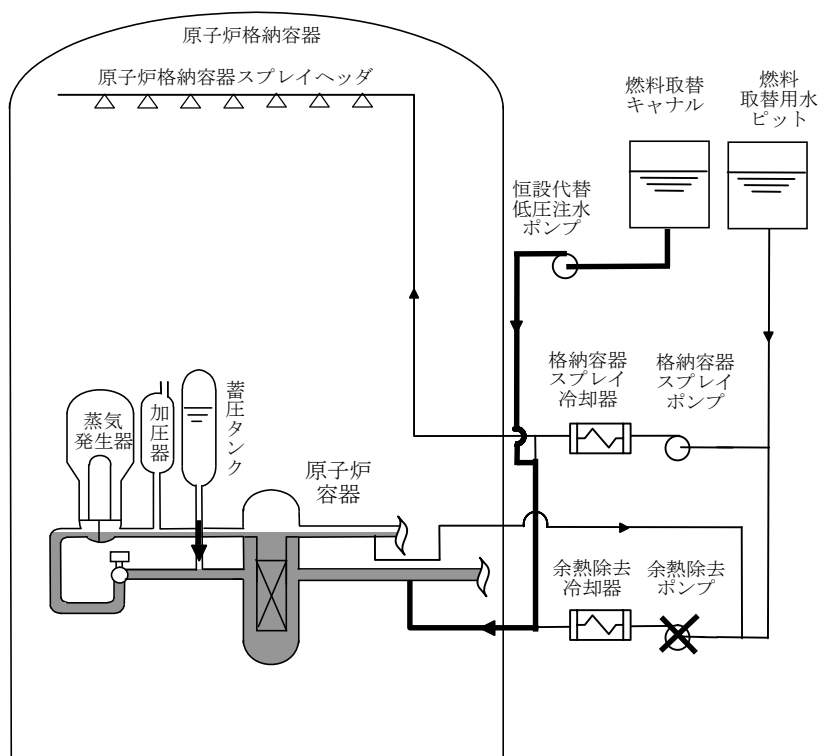
主要なパラメータの解析結果を第 5.1.2～5.1.4 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

余熱除去系の機能喪失により 1 次系の温度が上昇し、冷却材の沸騰・蒸散により炉心水位が低下するが、事象発生後 60 分後に 1 基目の蓄圧タンクから、100 分後に 2 基目、140 分後に 3 基目からほう酸水を注入することにより、炉心水位を確保することができる。

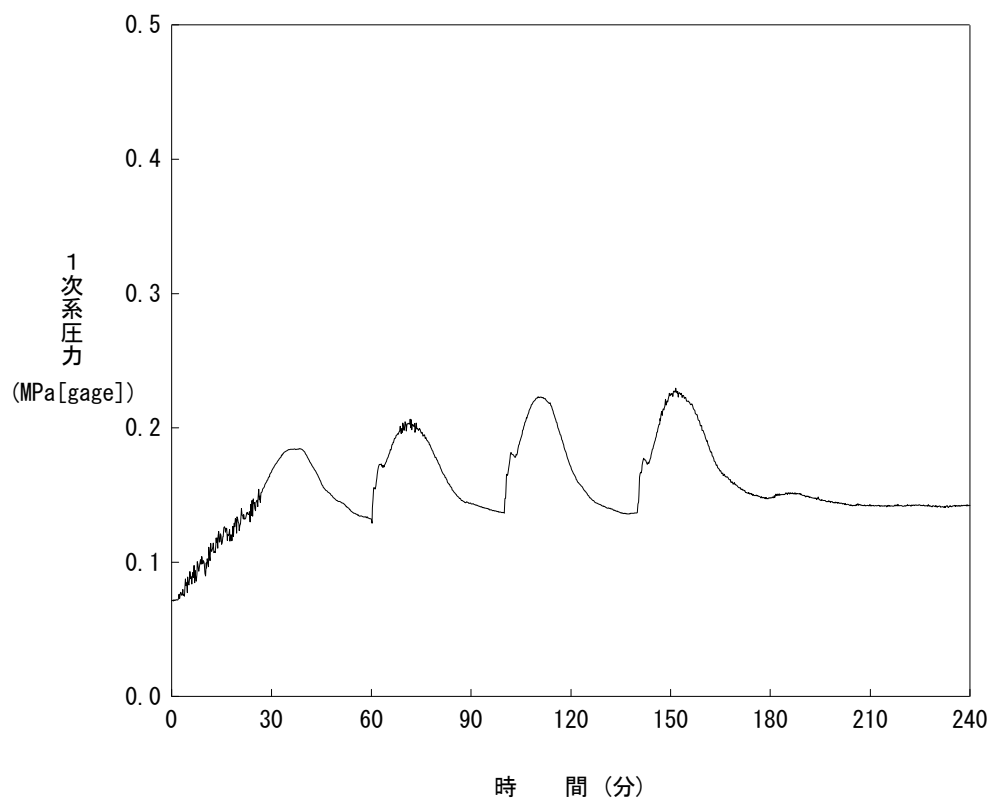
事象発生後 141 分後からは、恒設代替低圧注水ポンプを用いてほう

酸水を継続して注入することにより、炉心水位を確保することができる。

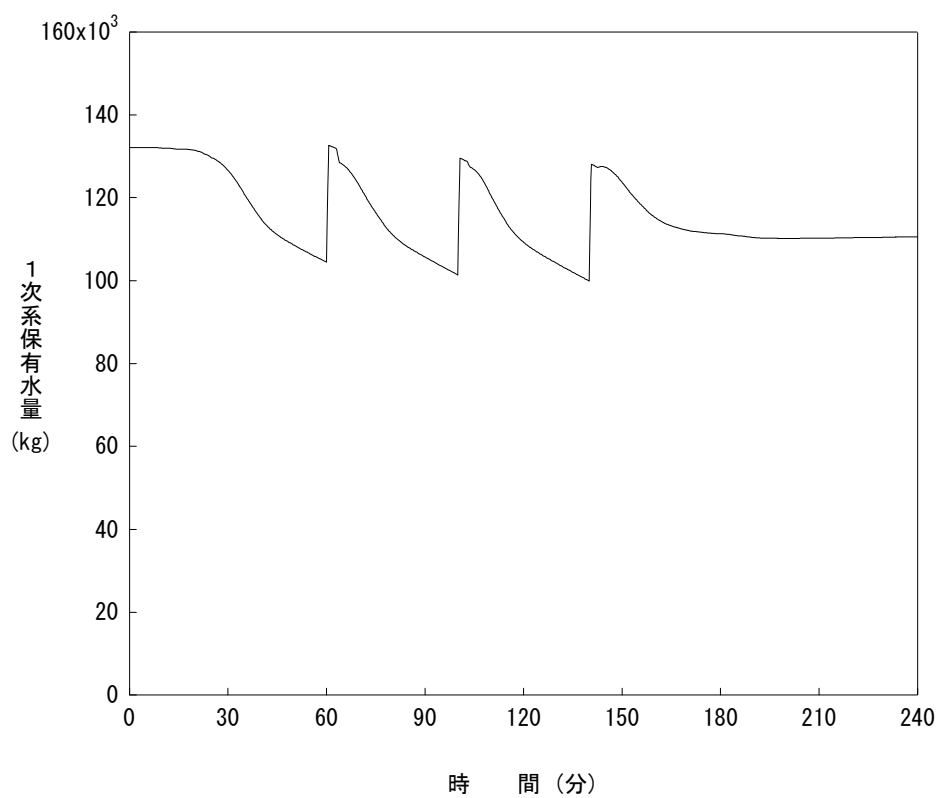
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



第 5.1.1 図 重大事故対策の概要図

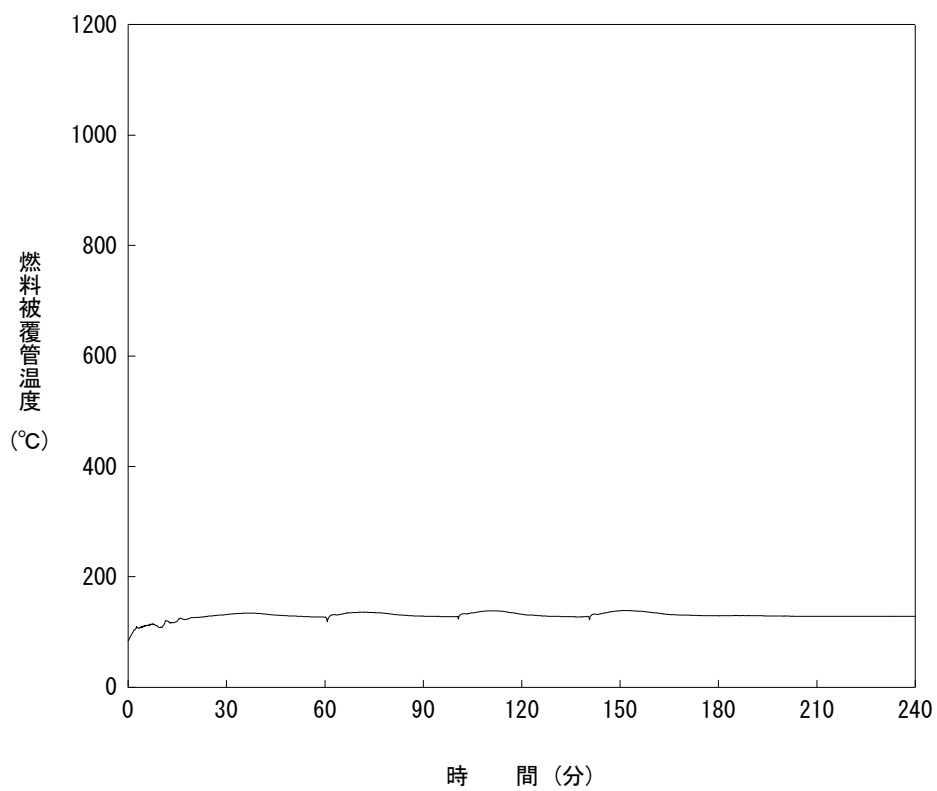


第 5. 1. 2 図 1次系圧力の推移



第 5. 1. 3 図 1次系保有水量の推移





第 5.1.4 図 燃料被覆管温度の推移

## 5.2 全交流電源喪失

### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. プラント停止中に外部電源が喪失するとともに、非常用所内電源系統も機能喪失する事象を想定する。
- ii. この場合、全交流電源喪失によって余熱除去系統が機能喪失することで、炉心冷却機能の喪失につながり、燃料損傷に至る。
- iii. これに対する重大事故対策としては、5.1 項と同じく、蓄圧タンク、および恒設代替低圧注水ポンプによるほう酸水の注入手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、燃料損傷を防止することができる。

本重大事故対策は、5.1 項と同じであり、その有効性は同項において、交流電源の喪失を仮定した条件で確認されている。

### 5.3 原子炉冷却材の流出

#### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. プラント停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定する。
- ii. この場合、原子炉冷却材が流出することによって、運転中の余熱除去ポンプが機能喪失し、炉心冷却機能の喪失につながり、燃料損傷に至る。
- iii. これに対する重大事故対策としては、充てんポンプによるほう酸水の注入手段を確保している。これにより炉心を冷却することで、燃料損傷を防止することができる。(第 5.3.1 図)

対策実施までの時間余裕を厳しくする観点から、崩壊熱が高く、また原子炉冷却材の保有水量が少ないため早期に炉心が露出する前半ミッドループ運転中に対して、本重大事故対策の有効性を解析により確認した結果を以下に示す。

#### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. (a) 項の事象進展に対して、制御系、熱水力系、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い M-RELAP5 コードを使用する。
- ii. 原子炉冷却材の流出率は、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の構成に基づき、仮定し得る適切な値とする。
- iii. 原子炉冷却材の流出により炉心水位が原子炉冷却材配管の下端に到達すると同時に、余熱除去ポンプが機能喪失するものとする。

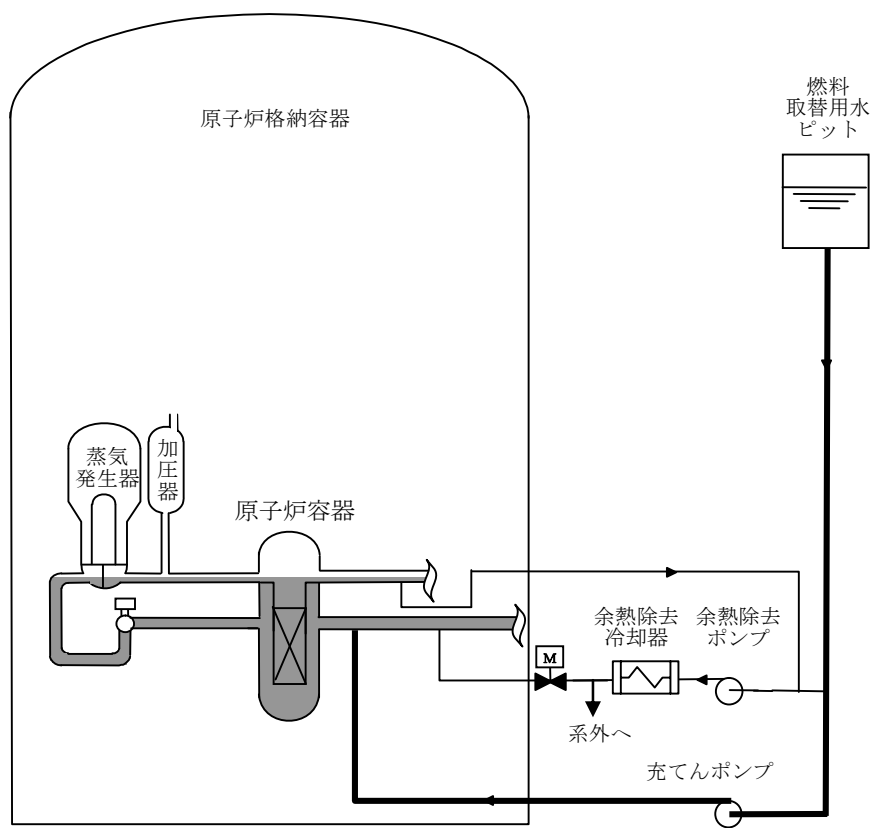
#### (c) 有効性評価の結果

主要なパラメータの解析結果を第 5.3.2～5.3.4 図に示すとともに、事故経過の概要を以下に記述する。

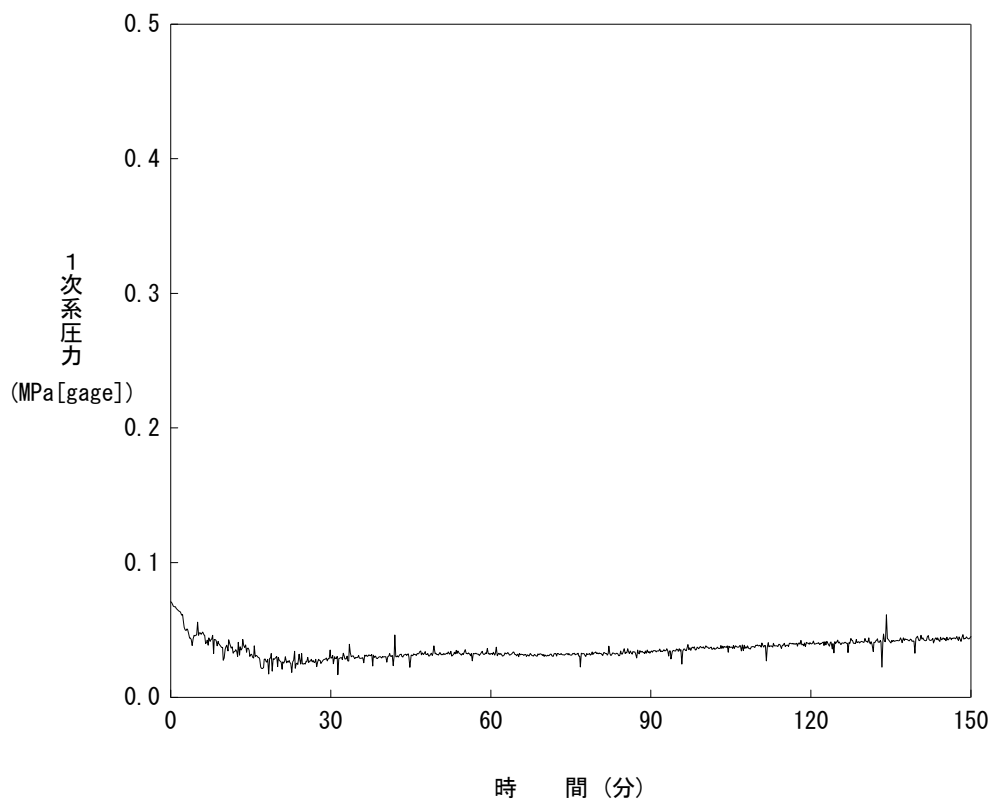
事象発生から約 3 分後に余熱除去ポンプが機能喪失し、約 23 分

後に充てんポンプによるほう酸水の注入を開始することにより、  
炉心水位を確保することができる。

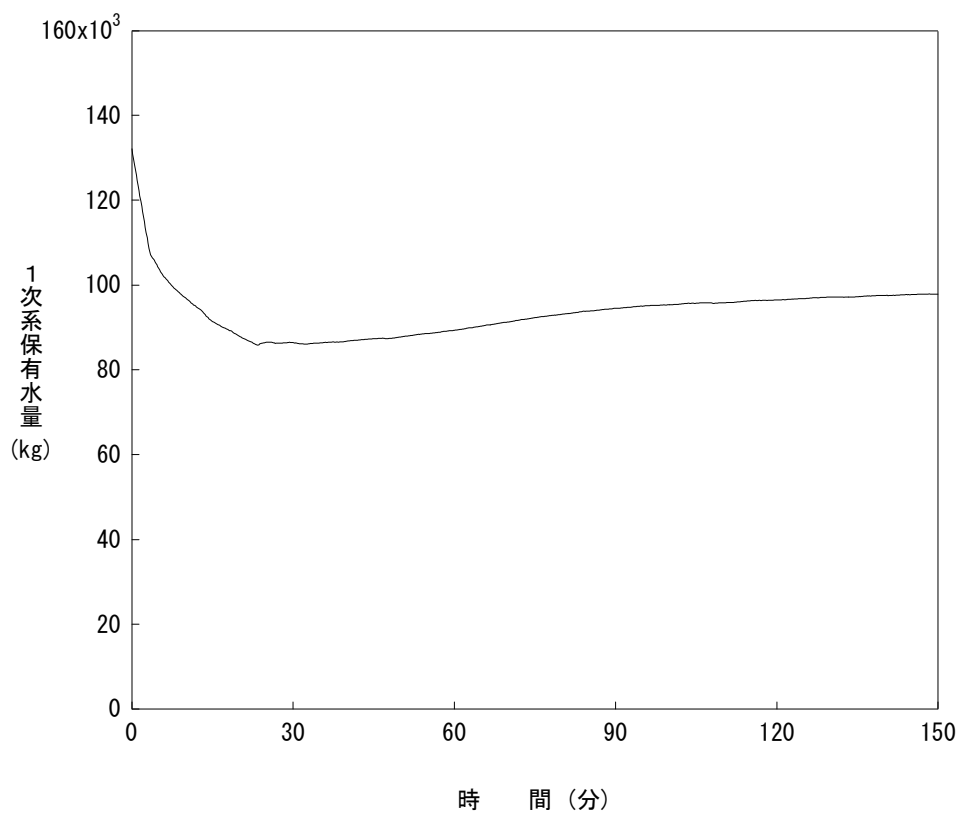
以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。



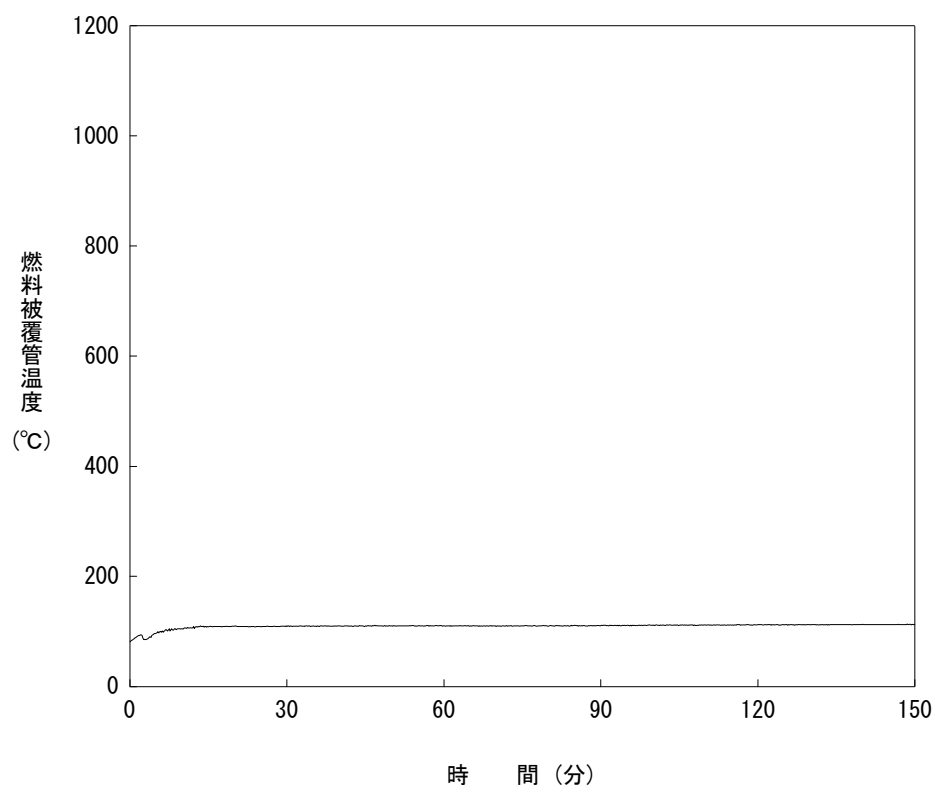
第 5.3.1 図 重大事故対策概要図



第 5. 3. 2 図 1 次系圧力の推移



第 5. 3. 3 図 1 次系保有水量の推移



第 5.3.4 図 燃料被覆管温度の推移

#### 5.4 反応度の誤投入

##### (a) 事象の想定、事象進展および事象収束

- i. 原子炉停止時にほう素希釈運転中の化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入し、ほう酸水が希釈されることにより反応度が添加される事象を想定する。
- ii. この場合、炉心へ反応度が添加されることにより、炉心が臨界に達する。
- iii. これに対する重大事故対策としては、純水注入の停止操作手順を確保している。これにより、原子炉への反応度添加を停止し、原子炉を未臨界に維持することができる。

プラント停止工程のうち新燃料が装荷され臨界に達するほう素濃度が高く、希釈の影響が大きい原子炉起動時に対して、本重大事故対策の有効性を確認した結果を以下に示す。

##### (b) 有効性評価の方法および主要な条件

- i. 臨界到達までの時間余裕が厳しい条件として、原子炉起動時において 1 次系補給水ポンプ 2 台が誤動作し、純水が 1 次系補給水ポンプ 2 台の全容量 (82m<sup>3</sup>/h) で注入されるものとする。
- ii. 初期ほう素濃度は原子炉停止時の 1 次冷却材ほう素濃度 (2,800ppm) とする。

##### (c) 有効性評価の結果

事故の経過の概要を以下に記述する。

1 次系補給水ポンプの誤作動により、1 次冷却材系統に純水が注入され、1 次冷却材ほう素濃度が希釈される。希釈が始まってから「中性子源領域炉停止時中性子束高」の警報が発せられるまで約 52 分を要し、臨界に至るまでには更に約 12 分を要する。したがって、運転員は異常状態を検知し、純水注入停止操作実施に十分な時間余裕があるため、原子炉の未臨界を維持することができる。

以上より、本重大事故対策の有効性を確認した。