

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	SA 技-C-1 改 105
提出年月日	平成 29 年 12 月 22 日

## 東海第二発電所

「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」への適合状況について

平成 29 年 12 月  
日本原子力発電株式会社

本資料のうち、 は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

1. 重大事故等対策
  - 1.0 重大事故等対策における共通事項
  - 1.1 緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等
  - 1.2 原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - 1.3 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等
  - 1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等
  - 1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等
  - 1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等
  - 1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等
  - 1.8 原子炉格納容器下部の熔融炉心を冷却するための手順等
  - 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等
  - 1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等
  - 1.11 使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等
  - 1.12 工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等
  - 1.13 重大事故等の収束に必要なとなる水の供給手順等
  - 1.14 電源の確保に関する手順等
  - 1.15 事故時の計装に関する手順等
  - 1.16 原子炉制御室の居住性等に関する手順等
  - 1.17 監視測定等に関する手順等
  - 1.18 緊急時対策所の居住性等に関する手順等
  - 1.19 通信連絡に関する手順等

2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他テロリズムへの  
対応における事項

2.1 可搬型設備等による対応

## 重大事故等発生時及び大規模損壊発生時の対処に係る基本方針

### 【要求事項】

発電用原子炉施設において、重大事故に至るおそれがある事故（運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故を除く。以下同じ。）若しくは重大事故（以下「重大事故等」と総称する。）が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における当該事故等に対処するために必要な体制の整備に関し、原子炉等規制法第43条の3の24第1項の規定に基づく保安規定等において、以下の項目が規定される方針であることを確認すること。

なお、申請内容の一部が本要求事項に適合しない場合であっても、その理由が妥当なものであれば、これを排除するものではない。

### 【要求事項の解釈】

要求事項の規定については、以下のとおり解釈する。

なお、本項においては、要求事項を満たすために必要な措置のうち、手順等の整備が中心となるものを例示したものである。重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力には、以下の解釈において規定する内容に加え、設置許可基準規則に基づいて整備される設備の運用手順等についても当然含まれるものであり、これらを含めて手順書等が適切に整備されなければならない。

また，以下の要求事項を満足する技術的内容は，本解釈に限定されるものではなく，要求事項に照らして十分な保安水準が達成できる技術的根拠があれば，要求事項に適合するものと判断する。

東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の教訓を踏まえた重大事故等対策の設備強化等の対策に加え，重大事故に至るおそれがある事故若しくは重大事故が発生した場合又は大規模な自然災害若しくは故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムによる発電用原子炉施設の大規模な損壊が発生した場合における以下の重大事故等対処設備に係る事項，復旧作業に係る事項，支援に係る事項及び手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備を考慮し当該事故等に対処するために必要な手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備等運用面での対策を行う。

「1. 重大事故等対策」について手順を整備し，重大事故等の対応を実施する。「2. 大規模な自然災害又は故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムへの対応における事項」の「2.1 可搬型設備等による対応」は「1. 重大事故等対策」の対応手順を基に，大規模な損壊が発生した場合の様々な状況においても，事象進展の抑制及び緩和を行うための手順を整備し，大規模な損壊が発生した場合の対応を実施する。

また，重大事故等又は大規模損壊に対処し得る体制においても技術的能力を維持管理していくために必要な事項を，「核原料物質，核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律」に基づく原子炉施設保安規定等において規定する。

重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置については，技術的能力の審査基準で規定する内容に加え，設置許可基準規則に基づいて整備する設備の運用手順等についても考慮した表1.0.1に示す「重大事故等対策における手順書の概要」を含めて手順書等を適切に整備する。

整備する手順書については「重大事故の発生及び拡大の防止に必要

な措置を実施するために必要な技術的能力1.1から1.19」にて補足する。

# 1. 重大事故等対策

## 1.0 重大事故等対策における共通事項

### 目 次

1.0.1	重大事故等への対応に係る基本的な考え方	1.0-9
(1)	重大事故等対処設備に係る事項	1.0-9
a.	切り替えの容易性	1.0-9
b.	アクセスルートの確保	1.0-9
(2)	復旧作業に係る事項	1.0-13
a.	予備品等の確保	1.0-13
b.	保管場所	1.0-14
c.	アクセスルートの確保	1.0-14
(3)	支援に係る事項	1.0-15
(4)	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-16
a.	手順書の整備	1.0-16
b.	教育及び訓練の実施	1.0-21
c.	体制の整備	1.0-22
1.0.2	共通事項	1.0-30
(1)	重大事故等対処設備に係る事項	1.0-30
a.	切り替えの容易性	1.0-30
b.	アクセスルートの確保	1.0-31
(2)	復旧作業に係る事項	1.0-37
a.	予備品等の確保	1.0-37
b.	保管場所	1.0-38



c .	アクセスルートの確保	1.0-38
(3)	支援に係る事項	1.0-39
(4)	手順書の整備，教育及び訓練の実施並びに体制の整備	1.0-43
a .	手順書の整備	1.0-43
b .	教育及び訓練の実施	1.0-51
c .	体制の整備	1.0-57

## 添付資料 目次

下線部：今回提出資料

- 添付資料1.0.1 本来の用途以外の用途として使用する重大事故等に対処するための設備に係る切り替えの容易性について
- 添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対処設備保管場所及びアクセスルートについて
- 添付資料1.0.3 予備品等の確保及び保管場所について
- 添付資料1.0.4 復旧作業に必要な資機材及び外部からの支援について
- 添付資料1.0.5 重大事故等への対応に係る文書体系
- 添付資料1.0.6 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について
- 添付資料1.0.7 有効性評価における重大事故対応時の手順について
- 添付資料1.0.8 大津波警報発令時の原子炉停止操作等について
- 添付資料1.0.9 重大事故等対策の対処に係る教育及び訓練について
- 添付資料1.0.10 重大事故等発生時の体制について(抜粋)
- 添付資料1.0.11 重大事故等発生時の発電用原子炉主任技術者の役割について
- 添付資料1.0.12 福島第一原子力発電所の事故教訓を踏まえた対応について
- 添付資料1.0.13 災害対策要員の作業時における装備について
- 添付資料1.0.14 技術的能力対応手段と有効性評価 比較表  
技術的能力対応手段と手順等 比較表
- 添付資料1.0.15 格納容器の長期にわたる状態維持に係わる体制の整備について

添付資料1.0.16 重大事故等発生時における東海発電所及び使用済燃  
料乾式貯蔵設備の影響について

## 東海第二発電所

### 重大事故等発生時の体制について

<目 次>

1. 重大事故等対策に係る体制の概要	1.0.10-1
(1) 体制の特徴	1.0.10-2
(2) 災害対策要員の確保に関する基本的な考え方	1.0.10-3
(3) 重大事故等対策における判断者及び操作者について	1.0.10-4
2. 東海第二発電所における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-5
(1) 災害対策本部の体制概要	1.0.10-5
a. 災害対策本部長（所長）及び本部長代理の役割	1.0.10-5
b. 災害対策本部の構成	1.0.10-5
c. 災害対策要員が活動する施設	1.0.10-9
(2) 災害対策本部の要員招集	1.0.10-10
a. 当直要員	1.0.10-10
b. 発電所構内等に常駐している災害対策要員 （当直要員除く）	1.0.10-12
c. 発電所外から発電所に参集する災害対策要員	1.0.10-12
(3) 通報連絡	1.0.10-14
(4) 災害対策本部内の情報共有について	1.0.10-15
a. プラント状況，重大事故等への対応状況の情報共有	1.0.10-15
b. 指示・命令，報告	1.0.10-16
c. 本店対策本部との情報共有	1.0.10-17
(5) 交代要員の考え方	1.0.10-17
(6) プルーフ通過前後の体制の移行	1.0.10-18
3. 発電所外における重大事故等対策に係る体制について	1.0.10-20

(1) 本店対策本部	1.0.10-20
a. 本店対策本部の体制概要	1.0.10-20
b. 本店対策本部設置までの流れ	1.0.10-21
c. 広報活動	1.0.10-21
(2) 原子力事業所災害対策支援拠点	1.0.10-22
(3) 中長期的な体制	1.0.10-23
第 1.0.10-1 表 防災体制の区分と緊急時活動レベル (EAL)	1.0.10-24
第 1.0.10-2 表 所長 (原子力防災管理者) 不在時の代行順位	1.0.10-26
第 1.0.10-1 図 災害対策本部体制	1.0.10-27
第 1.0.10-2 図 災害対策本部の初動体制及び全体体制の構成	1.0.10-28
第 1.0.10-3 図 災害対策本部の初動体制から全体体制への移行	1.0.10-29
第 1.0.10-4 図 災害対策本部の要員 (プルーム通過時)	1.0.10-30
第 1.0.10-5 図 中央制御室の当直要員等の体制 (運転中)	1.0.10-31
第 1.0.10-6 図 中央制御室の当直要員等の体制 (停止中)	1.0.10-32
第 1.0.10-7 図 発電所における非常事態宣言と 災害対策要員の非常招集	1.0.10-33
第 1.0.10-8 図 プルーム通過前後の災害対策要員の動き	1.0.10-34
第 1.0.10-9 図 一斉通報装置による災害対策要員の 非常招集連絡	1.0.10-35
第 1.0.10-10 図 災害対策要員の非常招集の流れ	1.0.10-36
第 1.0.10-11 図 緊急時対策所 (災害対策本部) 内における各作業班, 本店対策本部との情報共有イメージ	1.0.10-37
第 1.0.10-12 図 重大事故等発生時の支援体制 (概要)	1.0.10-38
第 1.0.10-13 図 本店対策本部の組織及び職務	1.0.10-39

第 1.0.10-14 図	本店（東京）における態勢発令と災害対策要員の非常招集 （非常召集の連絡経路）	1.0.10-40
第 1.0.10-15 図	全面緊急事態発生時の情報発信体制	1.0.10-41
第 1.0.10-16 図	原子力事業所災害対策支援拠点の体制	1.0.10-42
別紙 1	自衛消防隊の体制について	1.0.10-43
別紙 2	緊急時対策所における主要な資機材一覧	1.0.10-54
別紙 3	重大事故等発生時における災害対策要員の動き	1.0.10-55
別紙 4	災害対策要員による通報連絡について	1.0.10-56
別紙 5	原子力事業所災害対策支援拠点について	1.0.10-58
別紙 6	発電所構外からの災害対策要員の参集について	1.0.10-60
補足 1	発電所が締結している医療協定について	1.0.10-87

## 1. 重大事故等対策に係る体制の概要

発電所において、重大事故等を起因とする原子力災害が発生するおそれがある場合、又は発生した場合に、事故原因の除去、原子力災害の拡大の防止、その他必要な活動を円滑に行うため、原子力防災管理者（所長）は、事象に応じて警戒事態又は原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第10条第1項に基づく特定事象等の重大事故等発生の場合には非常事態を宣言し、所長を災害対策本部長とする発電所警戒本部又は発電所災害対策本部（以下「災害対策本部」という。）を設置する。（第1.0.10-1図）

また、発電所において警戒事態又は非常事態の宣言を受けた本店（東京）は、本店警戒事態又は本店非常事態を発令し、本店警戒本部又は本店総合災害対策本部（以下「本店対策本部」という。）を設置する。

原子炉施設に異常が発生し、その状況が原災法第10条第1項に基づく特定事象である場合の通報、非常事態の宣言、災害対策本部の設置等については、原災法第7条に基づき作成している東海第二発電所原子力事業者防災業務計画（以下「防災業務計画」という。）及び関連する社内規程に定めている。

防災業務計画には、災害対策本部の設置、原子力防災要員を置くこと、及びこれを支援するため本店対策本部を設置することを規定している。これらの組織により全社として原子力災害事前対策、緊急事態応急対策、及び原子力災害中長期対策を実施できるようにしておくことで、原災法第3条で求められる原子力事業者の責務を果たしている。

原子炉施設の異常時には、災害対策本部の対応が事象収束に対して有効に機能するように、保安規定及び社内規程において、防災訓練等を通じて平時から機能の確認を行う。

本資料では、重大事故等発生時、即ち、原災法第10条第1項に基づく特定事象が発生して、東海第二発電所に災害対策本部を設置し、本店（東京）



に本店対策本部を設置した場合における体制について示す。

#### (1) 体制の特徴

原子力防災組織は、災害対策本部長、災害対策本部長代理、本部員及び発電用原子炉主任技術者で構成される「本部」と、7つの作業班で構成され、役割分担に応じて対処する。

災害対策本部において、指揮命令は基本的に災害対策本部長を最上位に置き、階層構造の上位から下位に向かってなされる。一方、下位から上位へは、実施事項等が報告される。また、プラント状況や各班の対応状況についても各本部員より適宜報告されるため、常に綿密な情報の共有がなされる。

あらかじめ定めた手順に従って運転班（当直）が行う運転操作や復旧操作については、当直発電長の判断により自律的に実施し、運転本部員に実施の報告が上がってくることになる。

東海第二発電所において組織している災害対策本部体制について、以下に説明する。

##### a. 災害対策本部の構成

災害対策本部体制は緊急時対策所に構築され、以下の要員（災害対策要員）で構成される。

- ・災害対策本部長：原子力防災管理者（所長）
- ・災害対策本部長代理：副原子力防災管理者
- ・発電用原子炉主任技術者
- ・本部員：担当班の統括

各班は基本的な役割、機能毎に以下の班を構成し、それぞれの本部員の指揮の下、活動を実施する。

- ①情報班
- ②広報班
- ③庶務班
- ④技術班
- ⑤放射線管理班
- ⑥保修班
- ⑦運転班

各班の必要要員規模は、対応すべき事故の様相又は事故の進展や収束の状況により異なるが、プルーム通過の前・中・後でも要員の規模を拡大・縮小しながら円滑な対応が可能な組織とする。

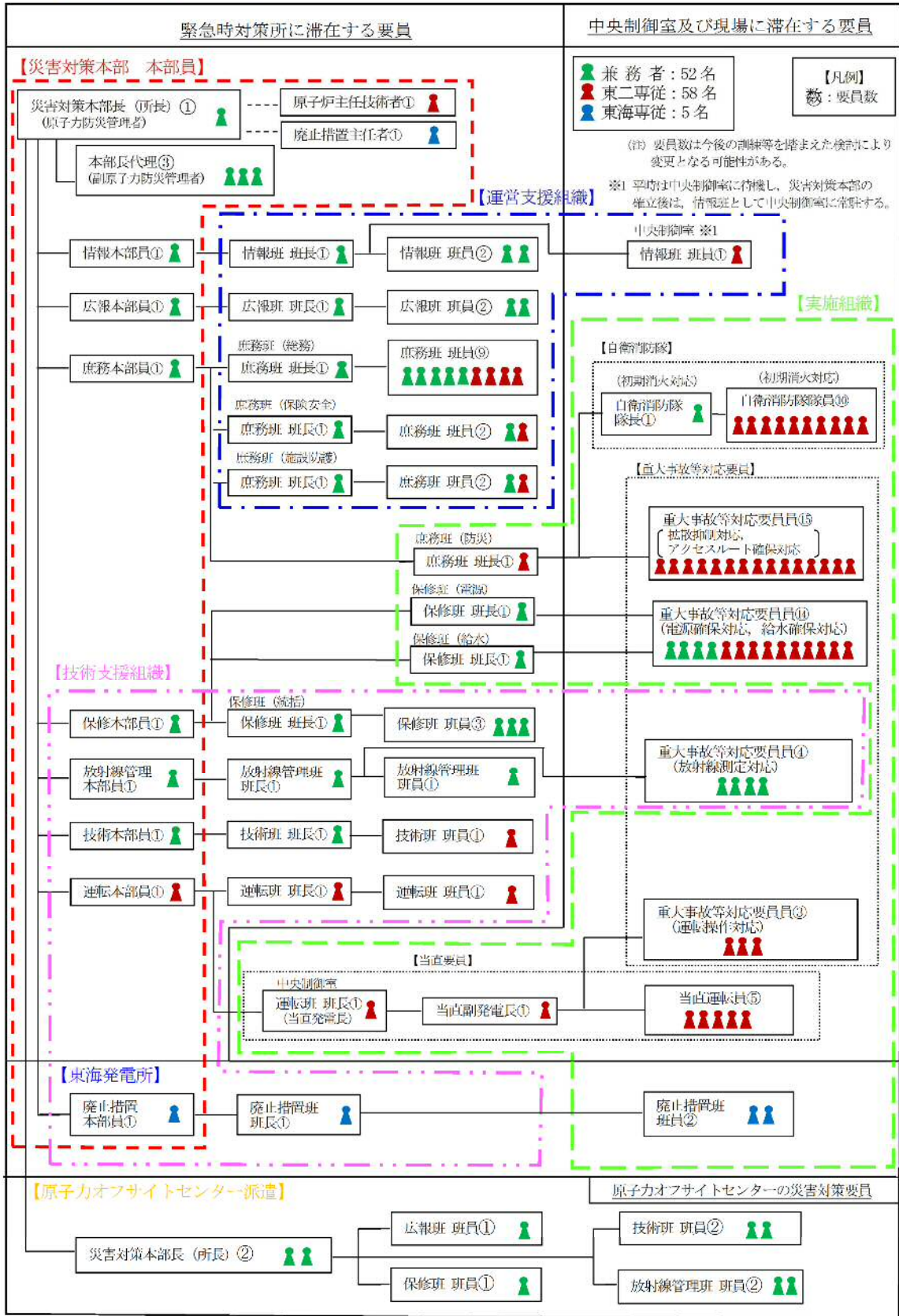
東海発電所は全ての核燃料物質が構外に搬出されているため重大事故等として緊急の対応を要する事象はないが、東海発電所において、10条通報及び15条通報の対応が必要になった場合には、東二災害対策要員を兼務する東海発電所の災害対策要員が対応する。

## (2) 災害対策要員の確保に関する基本的な考え方

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）において、重大事故等が発生した場合でも速やかに対策を行えるよう、発電所構内に必要な要員を常時確保する。また、火災発生時の初期消火活動に対応するため、初期消火要員についても発電所に常時確保する。

重大事故等の対応で、高線量下における対応が必要な場合においても、社員で対応できるよう要員を確保する。病原性の高い新型インフルエンザや同様に危険性のある新感染症等が発生し、所定の要員に欠員が生じた場合は、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）を含め要員の補充を行うとともに、そのような事態に備えた体制に係る管理を行う。

110名（東海第二発電所災害対策要員，52名の東海発電所災害対策要員を兼務  
5名（東海発電所要員（専従））



第 1.0.10-1 図 災害対策本部体制

東海第二発電所  
重大事故等発生時における  
東海発電所及び使用済燃料乾式貯蔵設備  
の影響について

<目 次>

1. 概 要	1.0.16-1
2. 東海発電所からの影響	1.0.16-1
2.1 東海発電所との同時発災による東二重大事故等	
対応への影響	1.0.16-1
2.2 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び	
廃材等による影響評価	1.0.16-10
3. 使用済燃料乾式貯蔵設備からの影響	1.0.16-12
4. 評価結果	1.0.16-14
第1.0.16-1表 東海発電所における想定事象と	
可能性のある影響	1.0.16-15
第1.0.16-2表 火災発生時の消火活動要員の動き	1.0.16-16
第1.0.16-3表 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等	
に関する想定事象と可能性のある影響	1.0.16-17
第1.0.16-4表 自然現象等による貯蔵容器への影響	1.0.16-18
第1.0.16-5表 原子炉等の重大事故等対応に影響を与える	
可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響	1.0.16-19
第1.0.16-1図 東海第二発電所 原子炉建屋と重大事故等対応に必要な	
屋外の重大事故等対処設備, アクセスルート, 東海発電所	
及び貯蔵設備との位置関係	1.0.16-20
第1.0.16-2図 東海発電所の構造及び黒鉛 (減速材)	
の設置状況	1.0.16-21
第1.0.16-3図 東海発電所 原子炉の隔離状況	1.0.16-22
第1.0.16-4図 東海発電所 生体遮へい空気冷却系	1.0.16-23
第1.0.16-5図 敷地遡上津波のシミュレーション結果	
(最大浸水深分布)	1.0.16-24
添付1 東海発電所の原子炉建屋損壊時における黒鉛による	
線量影響について	1.0.16-25

添付2	東海発電所に貯蔵中の黒鉛の火災による 東二重大事故等対応への影響について……1.0.16-28
添付3	東海発電所の生体遮へい冷却空気系統の 高性能粒子フィルタの破損による線量影響について……1.0.16-40
添付4	津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による 貯蔵建屋への影響について……1.0.16-44
添付5	貯蔵建屋内で発生する漂流物による 貯蔵容器への影響について……1.0.16-47
添付6	貯蔵建屋内への津波浸入時の貯蔵容器浸水による 密封機能への影響……1.0.16-50
添付7	貯蔵建屋部材が外部への損壊流出物となる 可能性について……1.0.16-51

## 1. 概 要

東海第二発電所（以下「東二」という。）の原子炉及び使用済燃料プール（以下「原子炉等」という。）において重大事故等が発生した場合に、東二と同じ防潮堤内の敷地に設置している東海発電所（廃止措置中、核燃料搬出済み）においても建屋損壊，機器損傷，火災等が発生すると想定し，これらの事象が発生した場合でも東二重大事故等対応が成立することを確認する。

また，東二敷地内に設置している使用済燃料乾式貯蔵設備\*（以下「貯蔵設備」という。）についても，東二の原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等による使用済燃料乾式貯蔵建屋（以下「貯蔵建屋」という。）への影響及び貯蔵設備が東二の原子炉等の重大事故等対応に与える影響を検討する。

\* 貯蔵設備は，貯蔵建屋，貯蔵建屋に付随する設備（天井クレーン等），使用済燃料乾式貯蔵容器（以下「貯蔵容器」という。），貯蔵容器支持構造物及び監視装置で構成される。

## 2. 東海発電所からの影響

### 2. 1 東海発電所との同時発災による東二重大事故等対応への影響

#### (1) 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二で重大事故等が発生した場合に，東二の重大事故等対応に影響を与える可能性のある東海発電所で同時に発生する事象としては，基準地震動  $S_s$  または基準津波を超え敷地に遡上する津波（以下「敷地遡上津波」という。）による建屋倒壊，**建屋内機器の損壊，屋外施設の損壊，建屋内機器及び屋外施設の火災等**が考えられる。

東海発電所において発生が想定される事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-1表に示す。



## (2) 作業環境による影響評価

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋及びその他各建屋が設置されている敷地は東二敷地に隣接しており，また，東二重大事故等対応を行うためのアクセスルートの一部は，東海発電所の敷地周辺に設定されている。これらの位置関係を第1.0.16-1図に示す。

東海発電所については，**全ての核燃料を搬出済みで**廃止措置工事中であるが，2017年**12月**現在，原子炉構造物の解体は未着手であり，原子炉内には黒鉛（総数：30,000本，総重量：約1600t）が保管されている。原子炉と4基の蒸気発生器を接続するガスダクト（一次系配管）は，高温側及び低温側の両ガスダクトともに蒸気発生器の手前（8か所）にて閉止されており，原子炉内は隔離された状態にある。東海発電所の概要と黒鉛の設置状況を含む原子炉内の状況を第1.0.16-2図に，東海発電所の原子炉の隔離状態を第1.0.16-3図に示す。

第1.0.16-1表のとおり，東海発電所の建屋倒壊による，東二の原子炉建屋構造への影響及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートへの影響について以下に確認した。

### a. 基準地震動及び敷地遡上津波による影響に関する評価

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋及びその他各建屋は，東二原子炉建屋及びその他重大事故等に係る設備から約100m以上離れている。このため，万が一建屋が損壊しても東二原子炉建屋の構造に影響しない。

東海発電所の原子炉建屋，タービン建屋，及び固化処理建屋並びに幾つかの屋外施設（変圧器等）は，東二重大事故等対処設備へのアクセスルート（最も近い場所）に近い場所に位置している。万が一これらの建



屋及び機器が損壊した場合には発生したがれきや機器等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため、保有している重機（ホイールローダ）を用いてがれきを撤去するなどの対応により、アクセスルートを確保する。

なお、東海発電所の原子炉建屋頂部に設置している排気筒については、万が一損壊しても、東二の原子炉建屋への構造に影響しないように、短尺化する。

#### b. 放射線環境に関する評価

前項の a. において東二原子炉建屋への離隔距離が少ない東海発電所の各建屋が万が一倒壊した場合、及び東海発電所の建屋内機器の損壊による東二重大事故等対応への影響を、放射線環境の観点から検討した。

東海発電所の各建屋の線量率分布については、燃料取扱建屋、使用済燃料冷却池建屋、放射性廃液処理建屋、固化処理建屋及びチェックポイント建屋の一部に高線量率の範囲があるが、最高でも約0.15mSv/hであり、万が一、建屋が損壊して放射線影響を与える建屋構造物や物品が流出しても、東二重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに対する放射線環境による影響はない。

東海発電所の建屋内の各機器（原子炉内の保管物、原子炉内構造物を含む）のうち、放射エネルギーが多く、放射性物質の飛散による線量場への影響が想定されるものとして、黒鉛の燃焼及び廃止措置工事において生体遮へい冷却空気系統の高性能粒子フィルタの破損が挙げられる。

黒鉛は、原子炉内において拘束シリンダー及びカバープレートで固定されており、原子炉容器で密閉化されている。さらに、一次生体遮蔽壁、二次生体遮蔽壁及び原子炉建屋にて覆われている。黒鉛の設置状況を第1.0.16-2図に示す。このように黒鉛は多数の容器及び壁等によって覆われていることから、基準地震動 $S_s$ 及び敷地遡上津波によっても原子炉建屋外に流出することはない。

また、2.1(3)に示すように、黒鉛は着火しないことから黒鉛の火災は発生しない。万が一、黒鉛の火災が発生しても、黒鉛は燃焼の持続性がないことから、大量の放射能が建屋外に飛散することはない。

万が一、原子炉容器、一次生体遮蔽壁、二次生体遮蔽壁及び原子炉建屋が全て損壊した場合には、アクセスルートに対して線量影響を生じることが考えられる。この場合においても、アクセスルートの線量率は、添付1に示すとおり、建屋が全て倒壊すると保守的に評価しても、直接ガンマ線による線量率は $0.02\text{mSv/h}$ 、スカイシャインによる線量率は $0.005\text{mSv/h}$ と評価される。いずれの線量率においても、東二の重大事故等対応に影響を及ぼすものではない。

高性能粒子フィルタを有する生体遮へい冷却空気系は、原子炉容器内及びこれに接続する系統の差圧を管理しながら同系統の冷却及び排出空気の浄化を行う。抽出した空気を高性能粒子フィルタにより浄化した後に排気筒から放出する。系統図の概要を図1.0.16-4に示す。

万が一、多量の放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタが破損した場合には、放射性物質が飛散することが想定されるため、これによる災害対策要員の被ばくによる東二重大事故等対応に及ぼす影響

を以下に評価する。

放射性物質の飛散の計算にあたっては、最も保守的な条件として、廃止措置工事において最も放射エネルギーの高い原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）を最大量捕捉した高性能粒子フィルタが、何らかの原因で破損して原子炉建屋から放射性物質（粉じん）が飛散し、アクセスルート上の災害対策要員が放射性物質（粉じん）を取り込むことを想定する。

この保守的な条件における災害対策要員の被ばく量は約2.8mSvと評価されるため、東二重大事故等対応に影響を及ぼさない。故に、本事象の発生に伴う災害対策要員の被ばく量抑制のために必須の対応はない。（添付3）

以上より、東二重大事故等と本事象が同時発災した場合には、東二重大事故等の対応を優先する。その後、東二重大事故等の対応状況に応じて、東二の災害対策要員との兼務者である東海発電所の災害対策要員が本事象の対応を行う。

なお、解体廃棄物を保管場所（固体廃棄物貯蔵庫）に搬送する際に、非管理区域での容器不具合による放射能漏えいの発生が考えられるが、固体廃棄物貯蔵庫での保管作業の効率化の観点から、容器表面の線量を2mSv/h以下で管理されるため、東二重大事故等の対応に影響を与える線量場にはならない。

### c. まとめ

a. 及び b. の検討結果より、基準地震動  $S_s$  により東海発電所の建屋

が万が一損壊しても、離隔距離の観点から、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼすことはなく、また、東二の重大事故等対応に支障を来すことはない。

また、敷地遡上津波により東海発電所の屋外施設が流出しても、東二重大事故等対処対応に係るアクセスルートに対する影響も限定的であり、保有している重機を用いてがれき等を撤去することにより、東二重大事故等対応に支障を来すことはない。

更に、基準地震動  $S_s$  や敷地遡上津波により東海発電所の炉内構造物や建屋が万が一損壊しても、原子炉容器内に保管されている黒鉛は建屋外に飛散せず、また、高性能粒子フィルタの破損による放射性物質（粉じん）の飛散による東二災害対策要員の被ばく量は、東二重大事故等対応に影響を及ぼさない。

### (3) 資源に対する影響評価

#### a. 黒鉛の火災

東海発電所で発生する火災の想定事象のひとつに、黒鉛の火災が挙げられる。黒鉛の着火及び局所的な加熱によって燃焼が持続すると大規模な火災となる可能性がある。このため、黒鉛の燃焼性に関して、廃止措置期間中（解体工事時を含む）における黒鉛の保管場所（原子炉内）の環境における黒鉛の着火及び燃焼の持続性に関する検討を行った。

原子力発電技術機構による調査結果を基に検討した結果、添付2に示すとおり、解体工事等の作業及び何らかの原子炉容器内で火災が発生した場合においても、黒鉛が着火することはない、万が一、着火した場合でも、黒鉛の燃焼が持続すると考えられる650度を維持することはない

と評価される。また、原子炉容器は隔離された状態であるため、黒鉛が燃焼しても十分な酸素が供給されることはなく、燃焼は継続しない。

また、万が一、原子炉容器等の損壊によって黒鉛が粉じん状になった場合でも黒鉛は着火せず、一般的な着火エネルギーを与えた場合において粉じん爆発が発生する環境条件は、空気中に55%以上の酸素濃度を必要とすることから、現状の原子炉容器内の環境及び今後の廃止措置工事期間中においても、存在しえない環境である。万が一、原子炉容器等の損壊等が生じて何らかの非常に大きな着火エネルギーが黒鉛に与えられた場合には、それと同時に、原子炉容器が損壊しており密閉性がなくなっていると考えられることから、粉じん爆発が発生する環境条件にならない。

以上より、黒鉛の火災は発生せず、また、粉じん爆発も発生しないと考えられる。万が一、火災が発生した場合には、建屋内に設置した火災検知器により感知（守衛所及び所員居室にて監視）し、他の施設での火災と同様の対応を行うことにより、東二の重大事故等対応及び重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼさない。

ゆえに、黒鉛による火災が発生した場合には、以下のb. に示す火災対応と同様の対応を行う。

#### b. その他施設での火災

東海発電所で火災が発生した場合における、必要な消火活動要員、消火活動用資機材及び消火活動用水源による東二重大事故等対応への影響について、以下に検討した。

##### a) 消火活動要員に関する評価

夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）と、平日勤務時間帯における火災発生時の消火活動に係る要員の動きを、第1.0.16-2表に示す。夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）の時間帯は廃止措置室消防隊が不在であるが、現場の監視及び消火活動は十分に対応可能である。また、火災活動に必要な資機材は必要に応じて、東二及び他施設とは別配置としている。以下に詳細を記載する。

（i）夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）

東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、また、当直守衛員は東海発電所管理区域及び屋外全般を所掌として、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。

初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は、初期消火に引き続いて消火対応を行い、公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。

（ii）平日勤務時間帯

東二当直要員は東二管理区域（建屋内外）及び周辺防護区域を所掌とし、廃止措置室消防隊が東海発電所管理区域を所掌とし、当直守衛員が屋外全般を所掌として、火災発生時には初期消火対応及び公設消防への連絡を行う。

初動対応において出動要請を受けた自衛消防隊は、初期消火に引き続いて消火対応を行い、公設消防の到着後は公設消防の指揮下で消火対応を行う。

自衛消防隊は、隊長と副隊長（夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）は、訓練により力量を確保している宿直当番者）及び当直守衛員7人に

より構成される。当直守衛員 7 人により、化学消防自動車及び水槽付消防ポンプ自動車を同時に使用した消火活動が可能である。

当直要員及び当直守衛員が、各々の所掌において火災を発見した場合は、上記のとおり初期消火対応及び公設消防への連絡を行うとともに、当直要員と当直守衛員の間で迅速に情報共有する。

重大事故等発生時において複数個所の同時火災が確認された場合は、災害対策本部の確立前は、当直発電長は火災によるアクセスルート及び重大事故等対応に及ぼす影響等を考慮して消火活動の優先度を判断し、自衛消防隊を出動させ消火活動にあたる。災害対策本部の確立後においては、当直発電長からの報告を受けた災害対策本部長が上記と同様の観点から消火活動の優先度を判断する。

以上より、東二当直要員、当直守衛員及び自衛消防隊は、元々、災害対策本部体制に所属しており、また、発電所敷地内の火災の消火対応を十分に行うことができることから、東二重大事故等対応には影響しない。

#### b) 消火活動用資機材に関する評価

東二及び他施設（東海発電所及び貯蔵設備）の消火活動用資機材の種類、水源、配備及び設置場所を以下に示す。

消火栓及び消火器は東二、東海発電所及び貯蔵設備に各々設置し、消防用自動車は東二、東海発電所及び貯蔵設備の共用として配備している。

なお、各消火用資機材の水源は東二重大事故等対処設備ではないため、これらの消火活動用資機材を用いた消火活動は東二重大事故等対応に影響しない。

・屋外消火栓（水源：防火水槽及び原水タンク）：共用として設置

- ・屋内消火栓（水源：ろ過水タンク及び多目的タンク）  
：東二，東海発電所及び貯蔵設備に各々設置
- ・消火器  
：東二，東海発電所及び貯蔵設備に各々設置
- ・化学消防自動車（1台）及び水槽付消防ポンプ自動車（1台）  
：共用として配備

### c. まとめ

以上より，東二敷地内の他施設（東海発電所及び貯蔵施設）で火災が発生した場合でも，消火活動に必要な資源は東二重大事故等対応には影響しない。

## 2. 2 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等による影響評価

### (1) 想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二と同じ敷地内において，東海発電所では廃止措置作業を行っている。東海発電所の廃止措置作業が東二重大事故等対応に影響を与える可能性を検討した結果を第1.0.16-3表に示す。

### (2) 作業環境による影響評価

東海発電所の廃止措置作業に用いる資機材（クレーン，ユニック車，トラック等）は，基準地震動 $S_s$ 及び敷地遡上津波により容易に転倒しないように設置し，また，資機材及び廃材（鉄骨等）が荷崩れしないように固縛する。万が一，基準地震動 $S_s$ により資機材及び廃材が転倒又荷崩れした場合でも，屋外の重大事故等対処設備を損壊させない位置及びアクセスルートに必要な通行幅5mを確保できる位置に配置する。特に，クレーンにつ



いては、作業により一時的にアームを伸ばした状態で転倒した場合にアクセスルートとして必要な通行幅5mを確保できない場合は、複数のアクセスルートのうち通行可能なルートを使用する。

また、東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材は、敷地遡上津波によるアクセスルートへの影響を回避するため、資機材については、使用時以外はアクセスルートからできるだけ離れた場所に保管し、廃材もアクセスルートからできるだけ離れた場所に保管する。万が一、資機材及び廃材が流出してアクセスルートへの限定的な影響が確認された場合には、保有している重機（ホイールローダ）を用いて資機材及び廃材を撤去することでアクセスルートを確保する。

さらに、東海発電所の廃止措置作業に用いる資機材は、竜巻により容易に転倒しないように設置し、また、資機材及び廃材等が荷崩れしないように固縛する。あるいは建屋内に収納又は敷地外から搬出する。万が一、竜巻により資機材及び廃材が転倒又は荷崩れした場合は、発生したがれき等によりアクセスルートへの限定的な影響が考えられるため、保有している重機（ホイールローダ）を用いてがれき等を撤去することで、アクセスルートを確保する。

さらに、竜巻の襲来が予想される場合には、速やかに作業を中断するとともに、建屋搬入口の閉止、クレーンのアームを降ろす、資機材及び廃材については想定（設計）竜巻飛来物以外の物が飛来物とならないように固縛、ネット付設等、車両については退避、固縛等の必要な措置を講じる。

### （3）運用対策の実施

東二重大事故等対応に影響を与えないためには、上記3.（2）に記載した東

海発電所の廃止措置作業で使用する資機材又は発生する廃材に対する運用管理が必要である。これらの運用管理については、確実に実施するために手順として原子炉施設保安規定に規定し、QMS 規程に基づき実施する。

### 3. 使用済燃料乾式貯蔵設備からの影響

#### (1) 東二原子炉等との同時被災時の貯蔵設備への影響

原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等により、貯蔵設備が同時に被災するような場合の影響として、貯蔵容器の安全機能（除熱機能、密封機能、遮蔽機能及び臨界防止機能）の喪失が考えられる。そこで、原子炉等との同時被災により貯蔵容器に影響を与えると考えられる自然現象等と、それらによる貯蔵容器への影響を第1.0.16-4表のとおり検討した。

地震については、基準地震動  $S_s$  による貯蔵建屋の損壊や貯蔵容器の転倒は発生せず、貯蔵容器の安全機能への影響はないことを確認している。また、その他の自然現象（地震及び津波を除く）、外部人為事象、内部火災及び内部溢水が発生しても貯蔵容器の安全機能に影響はない。

以上から、貯蔵容器に影響を与えると考えられる事象として、敷地遡上津波を想定した。

敷地遡上津波による、浸水量評価結果を第1.0.16-5図に示す。解析の結果、給気口がある貯蔵建屋長壁面の最大浸水深は4mであり、地上4.6mの高さに設けられた給気口からは浸入しないものの、大物搬入口扉と床面の隙間等から貯蔵建屋内に浸入する可能性がある。また、貯蔵建屋への津波波力の作用、貯蔵建屋への漂流物の衝突の可能性はあるが、貯蔵建屋が損壊することはない（添付4）。貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵建

屋内の部材が漂流物となる可能性はあるが漂流物が貯蔵容器に衝突しても密封機能に影響はない（添付5）。さらに、保守的に貯蔵容器の水没を仮定しても密封機能への影響はない（添付6）。

貯蔵建屋が健全で給排気口による空気の自然対流が確保されるため、貯蔵容器の安全機能のうち、除熱機能は確保される。貯蔵容器の形状が維持されるため、密封境界も遮蔽材も健全であり、密封機能及び遮蔽機能は確保される。貯蔵容器内部のバスケット（仕切板）の形状が維持されるため、臨界防止機能は確保される。

上記の検討結果より、原子炉等において重大事故等が発生することを想定する自然現象等によって貯蔵設備が同時に被災する場合においても、貯蔵容器の安全機能に影響がないことを確認した。

以下に、このような状況が発生した場合でも、貯蔵設備が東二の原子炉等の重大事故等対応に影響を与えないことを確認する。

## （2）貯蔵設備の想定事象と東二重大事故等対応に影響を与える可能性

東二の原子炉等の重大事故等対応に影響を与える可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響の検討結果を第1.0.16-5表に示す。

## （3）作業環境による影響評価

貯蔵建屋及び東二の原子炉等の重大事故等対処設備は第1.0.16-1図に示すとおり、敷地内に設置されている。ここでは第1.0.16-4表に基づき、貯蔵設備が重大事故等対処設備に影響を与えるかを検討した。

敷地遡上津波によって貯蔵設備が原子炉建屋に与える影響を評価した結果、敷地遡上津波によって貯蔵建屋部材が損壊し、外部への流出物が生じ

た場合でも，発生した流出物による影響はないことを確認した（添付7）。

#### 4. 評価結果

上記2.～3.の評価及び対策により，東海発電所及び貯蔵設備が東二原子炉等と同時に被災しても，東二重大事故等の対応については影響を与えないことを確認した。

第1.0.16-1表 東海発電所における想定事象と可能性のある影響

影響評価項目		想定事象	可能性のある影響	
作業環境	物的影響	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基準地震動 <math>S_s</math> 等による東海発電所の建屋倒壊</li> <li>・ 敷地に遡上する津波による東海発電所の屋外施設の流出</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東海発電所の建屋の損壊により、東二原子炉建屋の構造に影響を及ぼす。</li> <li>・ 東海発電所の建屋の損壊及び原子炉内の黒鉛の流出により、屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。</li> </ul>	
	間接的影響	損壊	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基準地震動 <math>S_s</math> 等による東海発電所建屋内機器の損壊</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 損壊した建屋（がれき）及び原子炉内の黒鉛の流出により、線量場が増加し、東二重大事故等対処作業に影響を及ぼす。</li> <li>・ 高性能粒子フィルタの破損により捕捉された放射性物質（粉じん）の飛散によって、災害対策要員の被ばく量が著しく上昇し、東二重大事項等対応に影響を及ぼす。</li> </ul>
		火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地震等による東海発電所の屋外可燃物施設の損壊により発生する火災</li> </ul>	
		溢水、漏洩	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 地震等による東海発電所の屋外タンク（水系、薬品系、油系）の損傷により発生する溢水、漏洩</li> </ul>	
資源	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 東海発電所で発生する火災<sup>※1</sup></li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉内の黒鉛の燃焼及びその他施設の火災により、東二重大事故等対応に必要な資源（要員、資機材、水源、電源）が確保不可となる。</li> </ul>		

※1：東海発電所は核燃料が全て搬出済みであるため、全交流動力電源喪失、使用済燃料冷却池スロッシング、使用済燃料冷却池崩壊熱除去機能喪失、使用済燃料冷却池漏洩、核燃料露出（高線量場発生）は想定事象に含めない。

第1.0.16-2表 火災発生時の消火活動要員の動き

夜間及び休日 (平日勤務時間帯を除く)			所掌	活動場所	時系列					本部体制 の所属				
					初動対応				自衛 消防 隊到 着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制		
					現場 確認	119 通報	自衛消 防隊出 動要請	初期 消火						
災害対策本部体制(39名)の要員	初期消火活動要員	当直発電長	1	東二 内部	MCR		●	●		●	当直 要員	当直 要員		
		当直運転員	1		MCR～ 火災現場	●			●					
		自衛消防 隊	自衛消防隊 宿直当番者 (技術系管理職)	1	※3 東一 内部 ・ 東二 内部 ・ 屋外	火災現場					消火 対応 ※5	●	庶務 班 (防災)	庶務 班 (防災)
			自衛消防隊 宿直当番者 (管理職)	8		現場指揮 本部								
			当直守衛員※1 (7名)			火災現場								
		当直守衛員 (通報連絡責任者)	2	※3 東一 内部 ・ 屋外	監視所		●	●		対応 継続 ※6				
		当直守衛員 (連絡担当)			監視所～ 火災現場	●			●					
一	廃止措置 室消防隊	(不在)												

平日勤務時間帯			所掌	活動場所	時系列					本部体制 の所属				
					初動対応				自衛 消防 隊到 着後	公設消 防の現 場誘導	初動 体制	全体 体制		
					現場 確認	119 通報	自衛消 防隊出 動要請	初期 消火						
災害対策本部体制(110名)の要員	初期消火活動要員	当直発電長	1	東二 内部	MCR		●	●		●	当直 要員	当直 要員		
		当直運転員	1		MCR～ 火災現場	●			●					
		自衛消防 隊	自衛消防隊長	1	※3 東一 内部 ・ 東二 内部 ・ 屋外	火災現場					消火 対応 ※5	●	庶務 班 (防災)	庶務 班 (防災)
			自衛消防副隊長	8		現場指揮 本部								
			当直守衛員※1 (7名)			火災現場								
		当直守衛員 (通報連絡責任者)	2	屋外	監視所		●	●		対応 継続 ※6				
		当直守衛員 (連絡担当)			監視所～ 火災現場	●			●					
上記要員外	廃止措置 室消防隊 (廃止措置 管理Gr)	Gr マネージャー	1	※3 東一 内部	本部		●	●		対応 継続 ※7				
		Gr 員	1		火災現場	●			●					
		Gr 員	4※2						●					

※1：自衛消防隊のうち当直守衛員(7名)は消防車操作の力量を有する

※2：廃止措置室消防隊のうちGr員の要員数は変動する場合あり

※3：東一：東海発電所のこと

※4：当直発電長及び当直運転員は中央制御室にてプラント運転対応に移行

※5：自衛消防隊長：火災現場で消火活動の指揮、自衛消防副隊長以下8名：火災現場等で消火対応

※6：通報連絡責任者：監視所で連絡の指揮、連絡担当：他火災の連絡業務に備える

※7：廃止措置室消防隊は東Iの火災現場で消火対応実施

第1.0.16-3表 東海発電所の廃止措置作業における資機材及び廃材等に関する想定事象と可能性のある影響

影響評価項目			想定事象	可能性のある影響
作業環境	物的影響	損壊 流出物	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 基準地震動 <math>S_s</math> 等による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン等）の転倒又は資材・廃材（鉄骨等）の荷崩れ</li> <li>・ 敷地に遡上する津波による東海発電所廃止措置作業に用いる機材（クレーン・廃材（鉄骨等）の流出</li> <li>・ 竜巻による東海発電所廃止措置作業で使用する資機材及び発生する廃材等の転倒，荷崩れ，飛来</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 屋外の東二重大事故等対処設備が損傷又はアクセスルートが通行不可となる。</li> </ul>

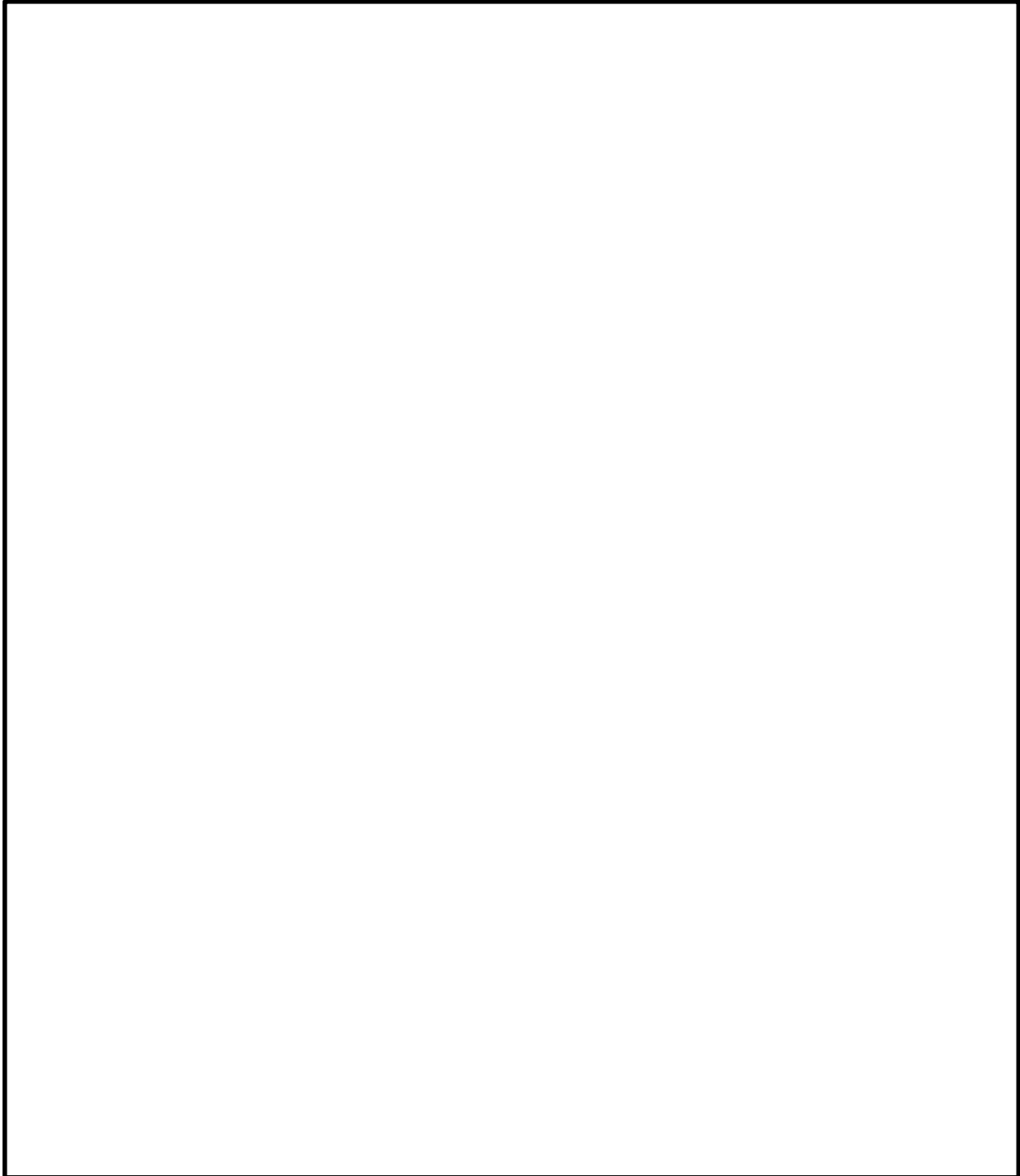
第 1.0.16-4 表 自然現象等による貯蔵容器への影響

自然現象又は外部人為事象等	貯蔵容器への影響
地震 (基準地震動 $S_s$ )	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯蔵建屋の損傷がなく、貯蔵容器の支持架台も健全であることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。</li> </ul>
津波 (敷地遡上津波)	<ul style="list-style-type: none"> <li>津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋の損壊はないことを確認している(添付1)。</li> <li>貯蔵建屋内の漂流物により貯蔵容器の安全機能に影響はないことを確認している(添付2)。</li> <li>貯蔵建屋内への津波による浸水により、貯蔵容器の密封機能に影響はないことを確認している(添付3)。</li> </ul>
自然現象 (地震及び津波を除く)	<ul style="list-style-type: none"> <li>豪雨, 暴風, 森林火災, 積雪, 火山降灰等の自然現象により、送電線損傷による外部電源喪失, 又は貯蔵容器及び監視設備水没のシナリオが考えられるが、貯蔵容器の安全機能は電源喪失に影響されないことから、貯蔵容器の安全機能への影響はない。</li> </ul>
外部人為事象	<ul style="list-style-type: none"> <li>航空機落下, ダムの崩壊, 爆発, 近隣工場等の火災等については、原子炉建屋から貯蔵建屋まで 100m 以上の離隔距離があることにより同時被災しないこと, また、立地的要因により設計上考慮する必要がないこと等から影響はない。</li> </ul>
内部火災	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯蔵建屋内において、電気室及び出入管理室の制御盤・電気盤, また、トレーラエリアと電気室・出入管理室の 2 階部に常時待機している天井クレーンの減速用の潤滑油が可燃物であり、火災発生の可能性がある。</li> <li>しかし、火災区域であるキャスク貯蔵エリアは、電気室及び出入り管理室とコンクリート壁で隔てられ、電気室・出入管理室(及び天井クレーン)から 10m 以上離隔距離があること, また、電気室の制御盤等の可燃物や天井クレーンの潤滑油が発火したとしても火災継続時間は短く、さらに、貯蔵容器自体は不燃材で構成されていることから、火災により貯蔵容器の安全機能への影響はない。</li> </ul>
内部溢水	<ul style="list-style-type: none"> <li>貯蔵容器は自然冷却により使用済燃料の崩壊熱を除去しており、内部溢水により電源喪失が生じてても除熱機能に影響はない。また、貯蔵容器が水没しても、津波の影響評価に包絡され貯蔵容器の密封機能に影響を与えない。</li> </ul>



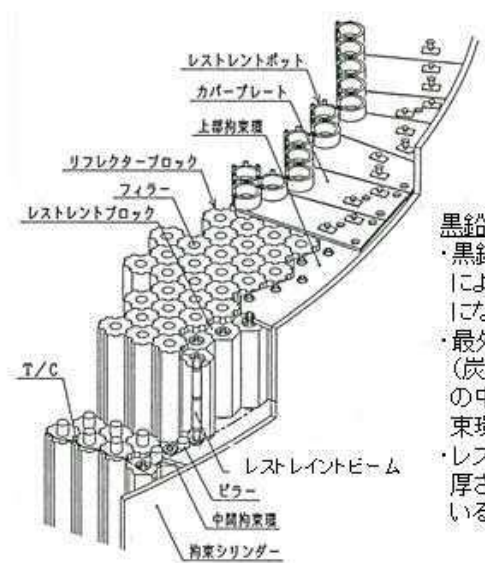
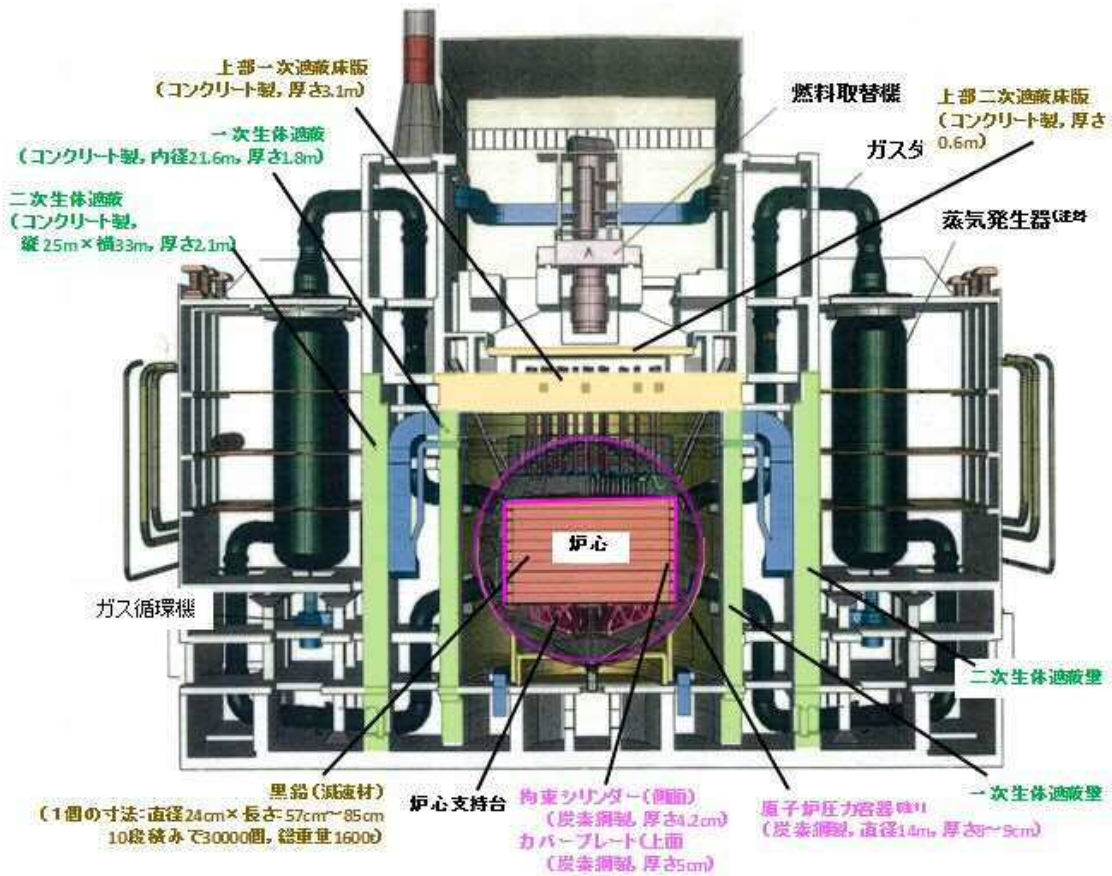
第 1.0.16-5 表 原子炉等の重大事故等対応に影響を与える  
可能性のある貯蔵設備の想定事象とその影響

影響評価項目		想定事象	想定される影響
作業環境	物的影響	損壊, 貯蔵建屋外部への流出 敷地遡上津波による貯蔵建屋の大物搬入口扉, 遮蔽扉及びガラリ等の流出	重大事故等対処設備の損傷



第 1.0.16-1 図 原子炉建屋と重大事故等対応に必要な屋外の重大事故等  
対処設備，アクセスルート，東海発電所及び貯蔵設備との  
位置関係

1.0.16-20



(注1) 原子炉压力容器の耐震設計上の考慮  
(原子炉設置許可申請書の記載)

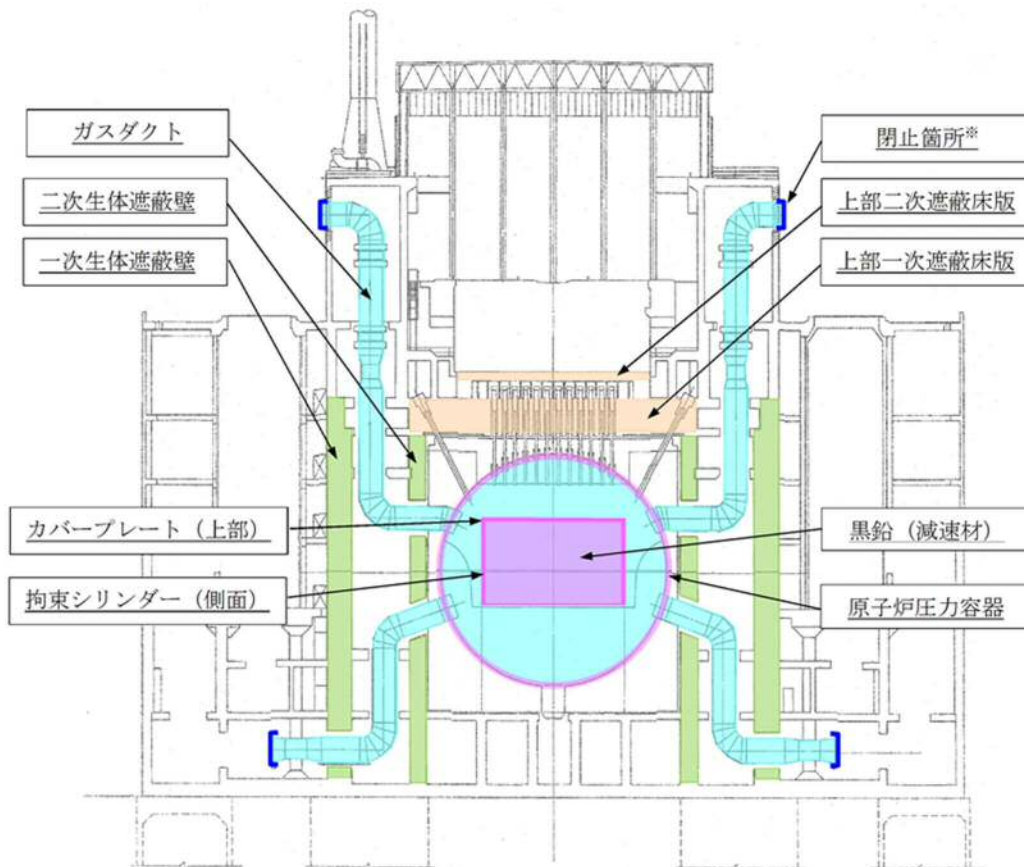
- ・水平方向: 600gal
- ・鉛直方向: ± 300gal

(注2) 蒸気発生器は、運転中は4基であったが、廃止措置工事により、2基は解体済み。  
(平成29年9月現在)

**黒鉛の設置状況**

- ・黒鉛はブロック状(レストレイントブロック)であり、凹凸形状によって互いに周囲のブロックと固定された状態で10段積みになっている。
- ・最外周のレストレイントブロックの外側は、拘束シリンダー(炭素鋼製, 厚さ4.2cm)で覆われており、レストレイントブロックの中央部に挿入されたレストレイントビームの上下を上部拘束環と固定することにより、横方向に対して固定されている。
- ・レストレイントブロックの上部は、カバープレート(炭素鋼製, 厚さ5cm)により覆われており、上部方向に対して固定されている。

第 1.0.16-2 図 東海発電所の構造及び黒鉛 (減速材) の設置状況

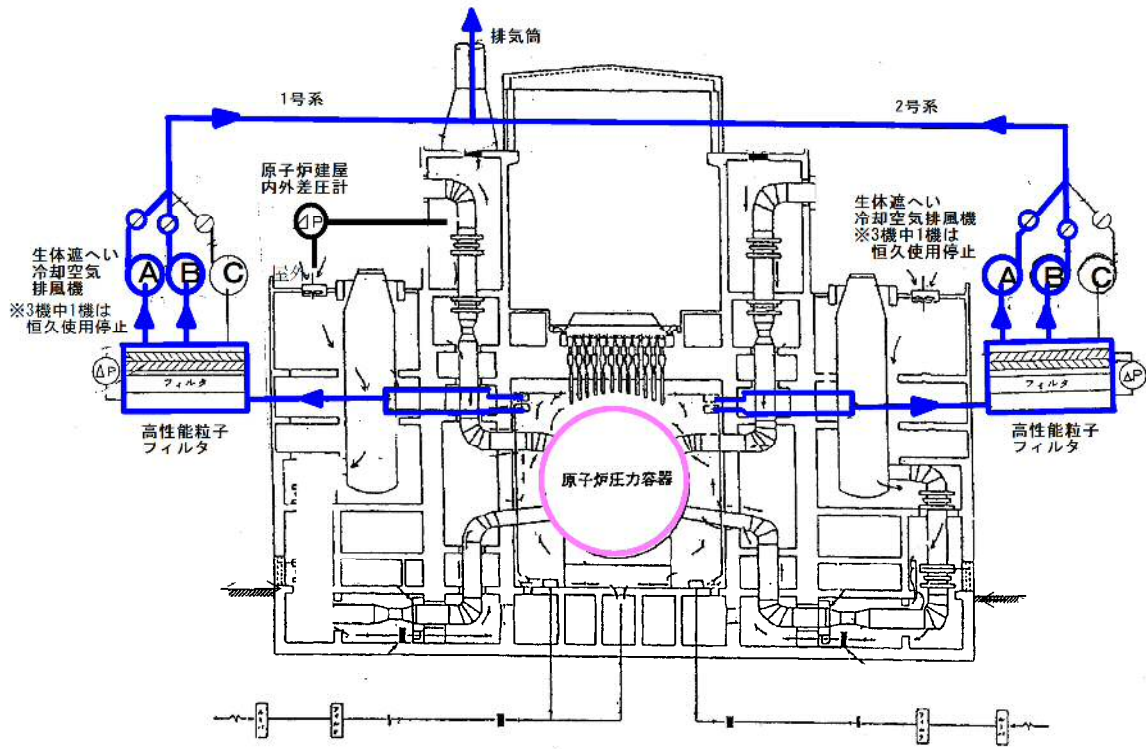


原子炉の隔離状態 (水色の範囲)

原子炉及び一次系配管 (ガスダクト) は、蒸気発生器の手前 (8か所) で閉止されている。

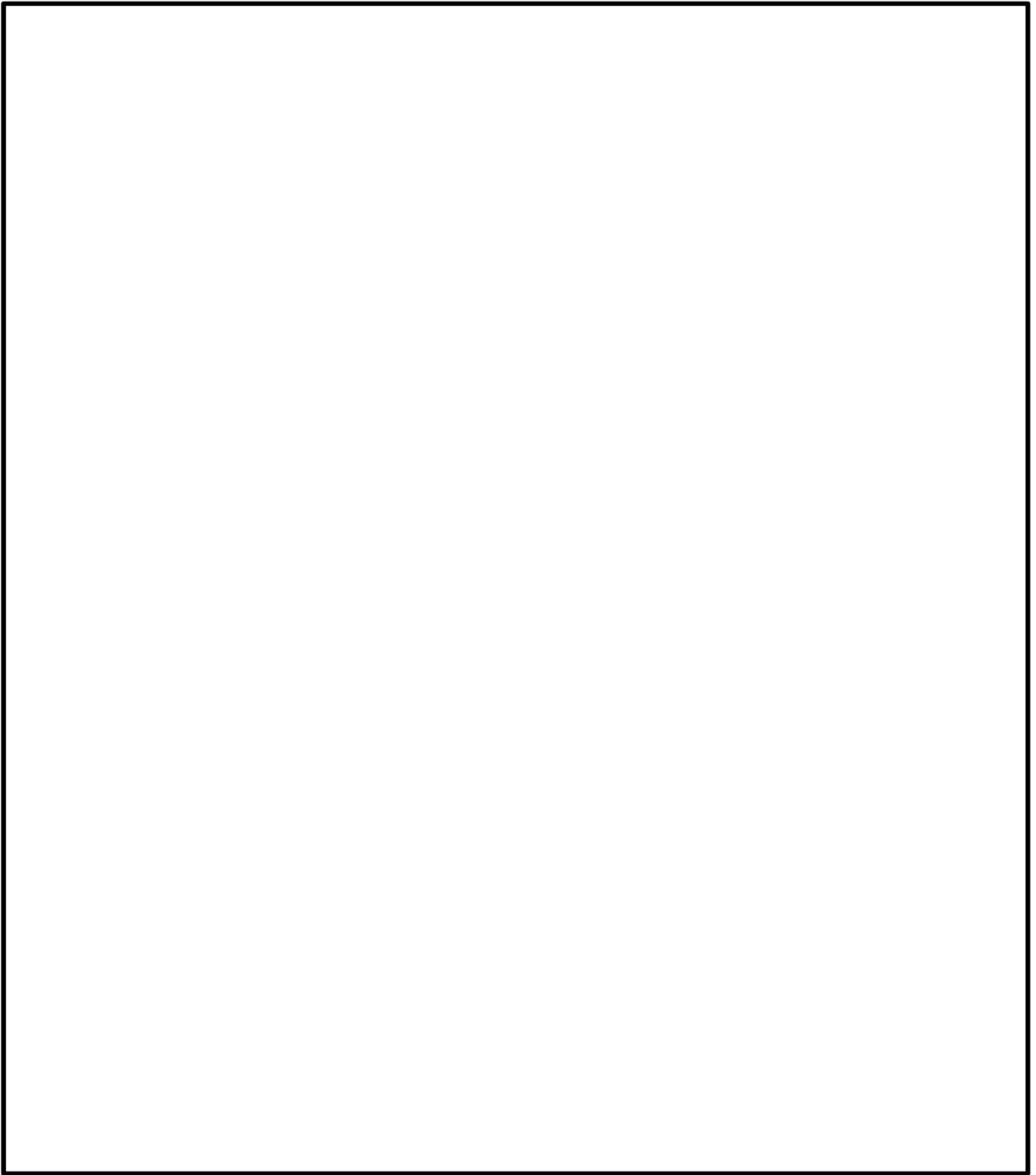
第 1.0.16-3 図 東海発電所 原子炉の隔離状況

1.0.16-22



- 主な仕様
- ・生体遮へい冷却空気排風機
    - 種類：単段遠心型誘引通風機
    - 容量：1416m<sup>3</sup>/分
    - 個数：4（常用）
  - ・高性能粒子フィルタ
    - 種類：ろ過式自動交換型
    - 容量：340000m<sup>3</sup>/時
    - 個数：2

第 1.0.16-4 図 東海発電所 生体遮へい空気冷却系



第 1.0.16-5 図 敷地遡上津波のシミュレーション結果（最大浸水深分布）

1.0.16-24

## 東海発電所の原子炉建屋損壊時における黒鉛による線量影響について

## 1. 概要

東海発電所は廃止措置中であるが、原子炉内構造物の解体は未着手であり、また、黒鉛が原子炉容器内に保管されている。しかし、黒鉛は原子炉容器内において拘束シリンダー及びカバープレートにより固定されており、また原子炉容器の外側には、一次生体遮蔽、二次生体遮蔽及び原子炉建屋と、多数の壁に覆われている。このため、大規模な自然災害によって東海発電所の原子炉建屋等が損壊しても、原子炉内構造物及び黒鉛が原子炉建屋外に流出することはないと考えられる。また、添付 2 に示すとおり、黒鉛は着火せず、万が一、着火しても燃焼の持続性がないため、燃焼による黒鉛の飛散は生じない。

しかし、原子炉建屋及び原子炉容器の損壊の場所及び程度によっては、東海発電所の原子炉建屋外に線量影響を及ぼす可能性があることから、以下に、放射エネルギーが最も多い黒鉛による線量影響（直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による線量率）を算出し、東二の重大事故等対応への影響について検討した。

## 2. 線量率の計算条件

直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の共通の計算条件を以下に示す。

## (1) 線源と評価点の位置関係

黒鉛（線源）、ガンマ線の飛程、及び線量率を算出する評価点の関係を図 1 に示す。評価点は、東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルートま

での距離を保守的に 100m と設定した。また、黒鉛は原子炉容器内にあるため、実際は地上 6m 程度の高さにあるが、保守的に、評価点（地上 1m 高さ）と同じ高さにあるものとした。黒鉛（線源）の形状は、実際の保管状態の全黒鉛の形状（半径：7m、高さ：4.08m）とし、その中心部からガンマ線が放出されるとした。

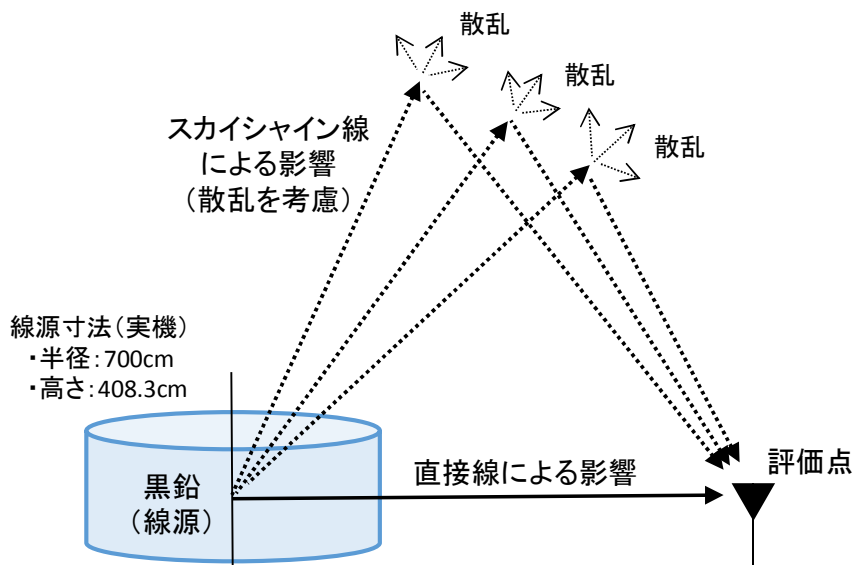


図1 黒鉛（線源）と評価点の位置関係

## (2) 線源

黒鉛の線源核種及び放射能は、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成23年度申請）の記載値のうち、ガンマ線放出核種として表1に示す核種を用いた。

表1 黒鉛の線源核種及び放射能

核種	放射能 (Bq)
Mn54	8.1E+7
Co60	3.1E+13
I129	2.2E+4
Cs134	4.0E+9
Cs137	3.8E+10
Eu152	8.2E+7
Eu154	2.3E+11



### (3) 計算コード

直接線による線量率は「3次元遮蔽計算プログラム Pre/GAM-D」を用いて計算した。また、スカイシャイン線による線量率は「散乱ガンマ線計算プログラム Pre/GAM-S」を用いて計算した。

### 3. 結論（線量率の算出結果）

原子炉容器，一次生体遮蔽，二次生体遮蔽及び原子炉建屋の全てが損壊した場合におけるアクセスルートの線量率は，直接ガンマ線による線量率は0.02mSv/h，スカイシャインによる線量率は0.005mSv/hと評価される。

いずれの線量率においても，東二の重大事故等対応及び東二重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼすものではない。

東海発電所に貯蔵中の黒鉛の火災による東二重大事故等対応への影響について

## 1. 概要

東海発電所の原子炉容器内部には、炉心を構成する黒鉛（30,000体、総重量約1,600t）が貯蔵されている。万が一、黒鉛が大規模な火災によって放射性物質を大気中に放出すると、東二の重大事故等対応への影響が懸念される。

黒鉛の燃焼性に関しては、財団法人 原子力発電技術機構による研究「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書」（平成11年度）において、黒鉛（ブロック状）が火災や金属ドロス<sup>\*1</sup>等によって黒鉛が局部的に加熱されて燃焼し大規模な火災に至る可能性の有無、また、粉じん状の黒鉛による粉じん爆発の発生の可能性について検討されている。本研究結果を踏まえて、黒鉛の燃焼性の観点から、東二重大事故等対応への影響について考察した。

※1 金属の熱加工時に、溶けた材料が熔融物となって付着したもの。  
金属の熔融物であるため、発生時は約1200度と考えられる。

## 2. 黒鉛の燃焼性に関する検討

以下に、財団法人 原子力発電技術機構による黒鉛の燃焼性に関する研究結果の概要を示す。

### （1）黒鉛の燃焼が持続する条件（Schweitzerの条件）

大規模な黒鉛火災が発生するには、黒鉛の燃焼が持続することが必要である。黒煙の燃焼が持続するためには、下記の①～⑤の全ての条件を満たすことが必要である。

- ① 黒鉛が 650 度以上に加熱されること。
- ② 黒鉛自体の燃焼熱又は外部の熱源により 650 度以上が維持されること。
- ③ 燃焼に必要な酸素（空気）が供給されること。
- ④ 黒鉛表面を過冷却（650 度以下となる）することなく、燃焼生成物を除去可能なガス流量が確保されていること。
- ⑤ 酸素と黒鉛の配置が燃焼に適したものであること。

## （2）黒鉛の燃焼試験

黒鉛の着火及び燃焼の持続に必要な条件を調査するため、各状態を想定した以下の試験が実施されている。

### a. 直接加熱試験

廃止措置工事等の工事作業による黒鉛の着火及び燃焼の持続性への影響を調査するため、鋼材溶断に用いるプラズマトーチ（火炎温度：約 5,000 度～約 10,000 度）を黒鉛に直接あてて、黒鉛の燃焼性を調査した。また、金属ドロスを黒鉛に滴下させ同様に燃焼性を調査した。

試験の結果、プラズマトーチによる過熱により黒鉛は白色発光するものの、着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。また、黒鉛は、ドロスの滴下によって過熱して赤色化することもなく、着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。

### b. 間接加熱試験

原子炉容器内の火災による黒鉛の着火及び燃焼の持続性への影響を調査するため、原子炉容器の鋼材への影響が想定される雰囲気温度が約 1,500 度である場合の黒鉛の燃焼性について調査を実施した。

調査の結果、雰囲気は約 1,500 度であっても、黒鉛の着火及び自己発熱による燃焼の持続は見られなかった。

### 3. 黒鉛の粉じん爆発の発生可能性に関する検討

以下に、財団法人 原子力発電技術機構による黒鉛の粉じん爆発の発生に関する研究結果の概要を示す。

#### (1) 粉じん爆発が発生する条件 (Field の条件)

一般に粉じん爆発とは以下の過程で事象が進展する。

- (i) 粉じん粒子に熱エネルギーが与えられ、表面温度が上昇する。
- (ii) 粒子表面の分子が熱分解あるいは乾留作用を起こし、可燃性気体となって粒子の周囲に放出される。
- (iii) 放出された気体が空気と混合して爆発性混合気を生成し、着火して火炎が発生する。
- (iv) 発生した火炎により生じた熱により、さらに他の粉じんの分解を促進し、次々に可燃性気体が粒子の周囲に放出され、着火伝播する。

上記の事象の進展を踏まえて、粉じん爆発が発生するには、下記の a)～g) の全ての条件を満たすことが必要であるとされている。(Field の条件)

- a) 粉じんが可燃性であること。
- b) 粉じんが浮遊していること。
- c) 粉じん粒径は火炎伝播に適切な大きさであること。
- d) 粉じん濃度が爆発範囲内であること。(高過ぎ低過ぎでは発生しない)
- e) 着火に十分なエネルギーの点火源が浮遊粉じんと接していること。
- f) 雰囲気に十分な酸素を含むこと。
- g) 破壊的な爆発では、粉じんは密閉した空間に存在していること。

## (2) 粉じん状黒鉛の爆発試験

廃止措置工事時における黒鉛取出し時または切断、破碎時に発生する粉じん状黒鉛の爆発発生の可能性の有無について、以下の2つの試験が実施されている。なお、Field条件のc)より、火災伝播の観点からは、粉じん状黒鉛の粒径が小さいほど爆発が発生しやすいとされている。廃止措置工事で黒鉛を切断した際には、粉じん状黒鉛の粒径は $300\mu\text{m}$ 程度以下と考えられるが、以下の2つの試験では、保守的に、爆発発生しやすいと考えられる最も粒径が小さい粉じん状黒鉛( $25\mu\text{m}$ 以下)を用いて行われている。

### a. 最低着火エネルギーの測定

密閉環境における、粉じん状黒鉛が着火するために必要なエネルギーを実験により確認した。試験では、球形粉じん爆発容器内に投入した粉じん状黒鉛に、電氣的に着火エネルギーを与えて、粉じん爆発の発生有無について確認した。

試験の結果、粉じん状黒鉛の最小着火エネルギーは $1\text{kJ}\sim 2\text{kJ}$ であった。一般に $10\text{J}$ で爆発しないものを非爆発性とすることから、本試験の結果より、黒鉛は非常に大きな着火エネルギーを与えない限り爆発しないと評価される。なお、静電気や電気火花等の単発的な着火源は $10\text{J}$ 未満であることから、環境による偶発的な着火はないと考えられる。

### b. 最低着火酸素濃度の測定

密閉環境における、粉じん状黒鉛が着火するために必要な酸素濃度を実験により確認した。試験では、ハートマン式装置<sup>\*2</sup>を用いて、粉じん状黒鉛を入れた燃焼容器に所定の濃度に調整した酸素富加空気を供給した状態で、一

一般的に爆発性の有無を判断する目安である 10J の着火エネルギーを与えた時における粉じん爆発の発生有無について確認した。

試験の結果、酸素濃度が 55% 未満の空気では粉じん爆発は発生しないことを確認した。

注 2 内面を絶縁し圧縮空気を供給できる燃焼容器内部に、電氣的に着火エネルギーを与えることができる試験装置

#### 4. 東海発電所の黒鉛による大規模な火災発生の可能性

上記 2. 及び 3. の検討結果を踏まえて、東海発電所の廃止措置期間中（解体工事中）における黒鉛燃焼に係る環境条件と黒鉛の着火及び燃焼性に関する評価を表 1 に、黒鉛の粉じん爆発に関する評価を表 2 に整理した。

表 1 に整理した結果のとおり、解体工事等の作業及び何らかの原子炉容器内で火災が発生した場合においても、黒鉛が着火することはなく（表 1 の①）、万が一、着火した場合でも、黒鉛の燃焼が持続すると考えられる 650 度を維持することはない（表 1 の②）と評価される。また、原子炉容器は隔離された状態であることから、黒鉛が燃焼しても十分な酸素が供給されない。（表 1 の③）

また、表 2 に整理した結果のとおり、黒鉛は粉じん状でも着火せず（表 2 の a）、さらに、一般的な着火エネルギーを与えた場合において粉じん爆発が発生する環境条件は、空気中に 55% 以上の酸素濃度を必要とすることから、現状の原子炉容器内の環境及び今後の廃止措置工事期間中においても、存在しえない環境である（表 2 の f）。万が一、原子炉容器等の損壊等が生じて何らかの非常に大きな着火エネルギーが黒鉛に与えられた場合には、それと同

時に、原子炉容器が損壊しており密閉性がなくなっていると考えられることから、粉じん爆発が発生する環境条件にならない。(表 2 の g)

以上より、黒鉛の火災は発生せず、また、黒鉛の粉じん爆発も発生しない。万が一、火災が発生した場合でも、他の施設での火災と同様の対応を行うことにより、東二の重大事故等対応及び重大事故等対処設備へのアクセスルートに影響を及ぼさない。

表 1 黒鉛燃焼に係る環境条件と燃焼性に関する評価結果

注 1) 東海発電所の黒鉛の設置場所（原子炉容器内）の環境条件と評価結果を、2. (1) 黒鉛の燃焼が持続する条件（Schweitzer の条件）の①～⑤の各項目について整理した。

注 2) 評価結果の判定欄の凡例・・・「○」条件に合致する、「×」条件に合致しない、「－」評価できない

(注 1) 項目	環境条件	評価結果(注 2)	
①	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器, その他の炉内構造物解体を溶断する場合には, 切断用トーチや金属ドロスが 650 度を超える可能性がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>左記理由のとおり, 廃止措置工事等の作業において, 黒鉛が局所的に 650 度を超える可能性があると考えられる。</li> </ul>	○
②	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛の着火以降に, 黒鉛の燃焼熱の維持に関する知見はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上記 2. (2)a 直接加熱試験により, 黒鉛は燃焼が持続しないことを確認した。故に, 黒鉛の燃焼熱は維持されないと考えられる。</li> </ul>	×
③	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛は, その中心部が筒状に空洞がある*ため, 燃焼に必要な酸素が供給される形状であるが, 酸素は換気流又は自然循環によって供給されるのみである。</li> </ul> <p>※運転時には燃料が装荷されていた部位（チャンネル構造）</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉及び原子炉一次系は蒸気発生器の手前で出入口ともに閉止されており, 隔離状態にあるため, 隔離範囲外から酸素が供給されることはない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>左記理由により, 万が一, 黒鉛の燃焼が発生しても, 黒鉛に供給される空気は換気流程度のみ。故に, 黒鉛の燃焼に必要な酸素は十分には供給されないと考えられる。</li> </ul>	×
④	(上記③の環境条件と同様)	<ul style="list-style-type: none"> <li>本項目は評価できず（原子炉及び一次系が隔離された状態における空気の換気量が不明なため）</li> </ul>	－
⑤	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉心は黒鉛チャンネル構造である。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>チャンネル構造であるため, 原子炉容器内に酸素が十分量存在するのであれば, 酸素は効果的に黒鉛に供給されると考えられる。</li> </ul>	○



表2 粉じん状黒鉛の爆発に係る環境条件と爆発性に関する評価結果

注1) 東海発電所の黒鉛の設置場所(原子炉容器内)の環境条件と爆発性に関する評価結果を、

3. (1)粉じん爆発が発生する条件(Fieldの条件)のa)~g)の各項目について整理した。

注2) 評価結果の判定欄の凡例・・・「○」条件に合致する、「△」条件によっては合致する可能性がある。「×」条件に合致しない、「-」評価できない

(注1) 項目	環境条件	評価結果(注2)	
a	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛は、原子炉容器内に保管中（物性変化しない）。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>2. (2)a 直接加熱試験の結果より、黒鉛は着火せず、燃焼の持続性もないことから、可燃性ではない。</li> </ul>	×
b	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛は、原子炉容器内において固定されており、浮遊しない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>万が一、地震等によって原子炉容器内の黒鉛の固定が外れ、また、原子炉容器の一部損壊等が発生した場合には、黒鉛が原子炉容器内または原子炉容器外に浮遊する可能性がある。</li> </ul>	△
c	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛は、原子炉容器内においてブロック状にて固定されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃止措置工事の作業上、黒鉛は粒径が300<math>\mu</math>m程度以下の粉末に粉砕されると考えられ、火災伝播を起こす可能性がある粒径(粒径が小さいほど発生の可能性あり)ではないため、この粒径の黒鉛の爆発の可能性は小さい。</li> <li>但し、黒鉛の切断後の粒径を現場で確認することは困難であるため、実際の切断後の粒径分布が火災伝播の観点から問題ないか否定はできない。</li> </ul>	△
d	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器内に保管されている黒鉛が粉じんとして、原子炉容器内に飛散する可能性は低い。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>万が一、地震等によって原子炉構造物等が黒鉛に接触すると、黒鉛が粉じんとなって飛散する可能性がある。粉じん量(濃度)によっては、爆発濃度範囲に入る可能性がある。</li> </ul>	△
e	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃止措置工事等において、切断トーチ、金属ドロスによって黒鉛が加熱される場合がある。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3(2)a. 最低着火エネルギーの測定において、粉じん状黒鉛(25<math>\mu</math>m以下)の爆発の発生には1kJ~2kJの非常に大きなエネルギーが必要であることを確認した。これより、環境条件による単発的なエネルギー(静電気や電気火花等)では爆発は起こりえないと評価されるが、廃止措置</li> </ul>	△

		工事（解体工程）では，十分なエネルギーの着火源が与えられる可能性は否定できない。	
f	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器内は空気が充満している。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>3. (2) b 最低着火酸素濃度の測定により，粉じん状黒鉛が爆発するには，酸素濃度 55% 以上の空気が必要であることを確認した。</li> <li>現状の原子炉容器の隔離状態及び今後の廃止措置工事中における原子炉容器内は通常空気（酸素濃度 21%）であるため，粉じん爆発する環境にはならないと考えられる。</li> </ul>	×
g	<ul style="list-style-type: none"> <li>黒鉛が保管されている原子炉容器は隔離されている。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>万が一，損壊した原子炉容器等が黒鉛に接触した場合は，原子炉容器の密閉性はなくなっていると考えられる。</li> <li>廃止措置工事において原子炉内構造物及び黒鉛に係る作業を実施する場合には，作業アクセス上，原子炉容器は開放された状態となり，密閉性はなくなる。</li> </ul>	×

(参考)

### 黒鉛炉による黒鉛燃焼事故の事例

黒鉛炉による黒鉛火災の事例として、ウィンズケール発電所事故及びチェルノブイリ発電所事故が挙げられる。上記 2. (1) 黒鉛の燃焼が持続する条件 (Schweitzer の条件) における①～⑤の条件に対応する各事例の状況を、表 2 に整理<sup>\*</sup>した。

東海発電所は、原子炉内に燃料がない (全燃料を搬出済み) ため、2 発電所のように黒鉛に継続的に熱を供給する外部熱源がなく、また、原子炉及び一次系が隔離されていることから、燃焼に必要な十分な酸素は供給されない。以上より、東海発電所において 2 発電所の事故と同様の事故が発生することはない。

※財団法人 原子力発電技術機構「軽水炉等改良技術確証試験 実用発電用原子炉廃炉設備確証試験に関する調査報告書」(平成 11 年度) より抜粋 (一部追記した)

表3 ウィンズケール発電所事故とチェルノブイリ発電所事故に関する黒鉛燃焼条件に関する整理

	ウィンズケール発電所事故 (1957年発生, 英国)	チェルノブイリ発電所事故 (1986年発生, ソビエト連邦)
事象概要	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 運転中の炉心局部の熱分布異常 (燃料温度の急激な上昇)</li> <li>・ 消火のため冷却用空気を供給 (逆に燃焼を助長→一部燃料が異常燃焼)</li> <li>・ 空気供給停止により燃焼低下</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 低出力運転時における試験時の操作手順違反</li> <li>・ 試験条件 (プラント出力制御) 確保のため, 炉心内制御棒を抜いた状態 (反応度操作余裕が著しく少ない状態) で試験を開始</li> <li>・ 試験開始後に、原子炉熱出力及び蒸気圧が急激に上昇し, 原子炉爆発。</li> </ul>
①	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料の異常燃焼により, 黒鉛は1190度を超えた。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃焼の異常燃焼により, 黒鉛は800度~1500度と推定される。</li> </ul>
	<p>【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 切断用トーチまたは高温のドロスにより, 短時間, 局部的には黒鉛が650度以上になる可能性がある。</li> </ul>	
②	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ ウィグナーエネルギー<sup>(注3)</sup>及び燃料の崩壊熱により, 黒鉛の温度が維持された。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 飛散した燃料ペレットからの入熱により, 黒鉛の温度が維持された。</li> </ul>
	<p>【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部熱源による長時間の温度維持は生じない。</li> <li>・ 東海発電所の黒鉛 (レストレイントブロック) は, ウィグナーエネルギーによる影響を考慮した形状 (燃料及び冷却材が通過する領域を円筒形状にする等) としている。</li> </ul>	
③	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事故期間中, 原子炉内の強制空気循環が行われ, 十分に空気が供給された。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心の上部構造物の破損に起因した煙突効果により, 自然循環が発生し, 空気の供給が維持された。</li> </ul>
	<p>【東海発電所における評価】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心は黒鉛チャンネル構造であるが, 万が一, 黒鉛が着火しても原子炉が隔離されているため自然循環は起こらず, 換気程度の不十分な空気供給のみと考えられる。</li> </ul>	
④	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空気循環により, 過冷却せずに燃焼生成物が除去された。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 空気の自然循環により, 燃焼生成物は容易に除去された。</li> </ul>
	<p>【東海発電所における評価】</p> <p>(原子炉及び一次系が隔離された状態における空気の換気量が不明なため, 本項目は評価できず)</p>	

⑤	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心の黒鉛チャンネルが適切な配置を与えた。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心が黒鉛チャンネル構造であることに加え，上下構造物の破損により適切な配置となった。</li> </ul>
<p style="text-align: center;"><b>【東海発電所における評価】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心は黒鉛チャンネル構造であるため，配置上は適切（燃焼に必要な酸素を供給しやすい配置）である。</li> </ul>		

(注3) 燃料からの中性子照射により黒鉛内部にエネルギーが蓄積され，そのエネルギーの放出に伴って周囲の温度が増加する。本事例では，このエネルギーにより黒鉛の温度低下が抑制されたと考えられる。

## 東海発電所 生体遮へい冷却系統の高性能粒子フィルタの破損による線量影響について

### 1. 概要

東海発電所は廃止措置中であり全ての核燃料は搬出済みであるが、原子炉内構造物の解体は未着手であり、今後、廃止措置工事において解体される。

廃止措置工事において屋外に線量影響を生じる可能性がある事象として、東海発電所廃止措置工事計画認可申請書（平成23年度申請）には、放射エネルギーが最も多い黒鉛の流出及び火災による影響の他に、廃止措置工事において発生した放射性物質（粉じん）を捕捉した生体遮へい冷却空気系統の高性能フィルタが、何らかの原因により破損して放射性物質（粉じん）が原子炉建屋から排気筒を介して屋外に飛散する事象が挙げられている。

本章では、この事象が発生した場合におけるアクセスルート上にいる災害対策要員の被ばく線量（内部被ばく線量）を評価することにより、東二の重大事故等対応への影響について検討した。

### 2. 想定する事象

放射性物質（粉じん）の飛散による災害対策要員の被ばく量の計算にあたっては、最も保守的な条件として、廃止措置工事計画認可申請書の記載内容を参考に以下の事象が発生すると設定した。

- ・廃止措置工事において放射エネルギーの高い原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）が汚染拡大防止囲いから10%漏えいして原子炉建屋内に移行する。

- ・放射性物質（粉じん）は、2系列ある生体遮へい空気冷却系の2基の高性能粒子フィルタに捕捉可能な最大量が捕捉される。
- ・上記状態の2基の高性能粒子フィルタが、何らかの原因で落下して破損し、排気筒から全量の放射性物質（粉じん）が飛散する。
- ・飛散した放射性物質（粉じん）が、東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルート（1か所）に拡散する。アクセスルート上にいる防塵マスクをつけていない災害対策要員が体内に取り込むことで被ばくする。

## 2. 被ばく線量の計算条件

### （1）線源と評価点の位置関係

原子炉建屋から放出される放射性物質（粉じん）が、評価点である東海発電所の原子炉建屋から最も近いアクセスルート（原子炉建屋の放出箇所からの距離は100m）に拡散することとし、災害対策要員が呼吸により放射性物質（粉じん）を体内に取り込むと設定した。実際には、原子炉建屋が損傷あるいは倒壊しない限りは、放射性物質（粉じん）の放出は、排気筒（筒頂部はT.P. 80.2m）であり評価点までの距離はさらに長くなるため、放射性物質（粉じん）は広く拡散するが、本計算に際しては、保守的に評価点と同じ高さにあるものとした。

### （2）線源

1系統の高性能粒子フィルタに付着した放射性物質（粉じん）は、表1に示すとおり、東海発電所廃止措置計画認可申請書（平成23年度申請）に記載した19核種を用いた。

表1 2基の高性能粒子フィルタから放出される線源核種及び放射能（合計）

核種	放射能 (Bq)
H3	7.7E+09
C14	2.7E+09
C136	2.8E+06
Ca41	1.1E+03
Mn54	4.9E+05
Fe55	2.7E+11
Ni59	3.0E+08
Co60	1.0E+11
Ni63	3.5E+10
Sr90	3.3E+04
Nb94	5.6E+05
Tc99	3.1E+04
I129	2.0E-02
Cs134	3.0E+05
Cs137	4.0E+04
Eu152	1.6E+08
Eu154	2.1E+07
Pu241	9.8E+02

### (3) 計算要領

上記表1の各核種について、呼吸率を踏まえて体内に取り込まれる量から内部被ばく量を算出した。なお、東海発電所廃止措置工事計画認可申請書において、高性能粒子フィルタの破損による放射性物質（粉じん）の飛散する事象において、屋外の一般公衆の被ばくは、内部被ばく量が支配的であることから、本章では、内部被ばく量を算出する。

### 3. 結論（線量率の算出結果）

廃止措置工事において、原子炉内構造物を切断処理する際に発生する放射性物質（粉じん）を捕捉した高性能粒子フィルタが、万が一破損して放射性物質（粉じん）が原子炉建屋から屋外に飛散して、アクセラルート上にいる



災害対策要員が体内に取り込んだ場合、被ばく量は約2.8mSvと評価される。

なお、防塵マスクを装着した場合には、被ばく量は0.06mSvとなる。

保守的な条件においても被ばく量は十分に低いレベルであることから、本事象が発生しても被ばく量を低減するための必須の対応はなく、東二の重大事故等の対応を優先することが可能である。

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物の衝突による貯蔵建屋への  
影響について

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重を評価し、貯蔵建屋の壁面の保有水平せん断耐力に裕度があることをもって、貯蔵建屋が倒壊しないことを確認する。評価に用いる貯蔵建屋寸法等を第1-1図に示す。

津波波力及び貯蔵建屋外部からの漂流物による衝突荷重は、それぞれ「津波避難ビル等の構造上の要件の解説（平成24年2月，国土交通省国土技術政策総合研究所他）」（以下「国交省解説」という。）及び「道路橋示方書・同解説（平成14年3月，日本道路協会）」に基づき，以下のとおり評価する。

【津波による建屋壁面の衝突荷重 $Q$ （津波波力+漂流物による衝突荷重の和）】

$$Q = Q_z + F_2 = \rho g \int_{z_1}^{z_2} (ah - z) B \cdot dz + F_2 \text{ より,}$$

$$Q = \frac{1}{2} \rho g B \{ (2ahz_2 - z_2^2) - (2ahz_1 - z_1^2) \} \times (1 - \beta) \times 10^{-3} + F_2 \text{ (kN)}$$

ここで，

$Q_z$ ：構造設計用の進行方向の津波波力（kN）

$B$ ：当該部分の受圧面の幅（m）（長壁面  m<sup>\*1</sup>，短壁面  m<sup>\*1</sup>）

$a$ ：水深係数（=3）（国交省解説において推奨される最大値）

$h$ ：設計浸水深（m）

（貯蔵建屋における敷地遡上津波の進行波高さ（設計浸水深）は，長壁において4m，短壁において6mと評価される）

$z_1$ ：受圧面の最小高さ（m）（1階面  m<sup>\*1</sup>，2階面  m<sup>\*1</sup>）

$z_2$  : 受圧面の最高高さ (m) (1階面  $\square$  m<sup>\*1</sup>, 2階面  $\square$  m<sup>\*1</sup>, ただしahと比べ小さい方とする) ( $z_1, z_2$ はEL. 8.3mを基準面 $z=0$ とした)

$\rho$  : 海水の密度 (kg/m<sup>3</sup>) (1,030kg/m<sup>3</sup>)

$g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>) (9.80665m/s<sup>2</sup>)

$\beta$  : 開口割合 (給排気口面積の壁面の面積に対する割合)

$$\begin{aligned} \text{開口面積 (1階面)} &: \square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1} / \text{給気開口} \times 5 \text{給気開口} \\ &= \square \text{ m}^2 \end{aligned}$$

開口割合 (1階面) : 給気開口面積 / 長壁面積

$$\begin{aligned} &= \square \text{ m}^2 / (\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1}) \\ &= 0.2026 \rightarrow \beta \text{ (1階面)} = 0.20 \text{ とする} \end{aligned}$$

$$\text{開口面積 (2階面)} : \square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1} / \text{排気開口} \times 5 \text{排気開口} = 75 \text{ m}^2$$

開口割合 (2階面) : 排気開口面積 / 長壁面積

$$\begin{aligned} &= \square \text{ m}^2 / (\square \text{ m}^{*1} \times \square \text{ m}^{*1}) \\ &= 0.1218 \rightarrow \beta \text{ (2階面)} = 0.12 \text{ とする} \end{aligned}$$

$F_2$  : 貯蔵建屋外部からの漂流物衝突荷重 (kN) ( $0.1 \times 50 \text{ t}^{*2} \times g \times V = 490 \text{ kN}$ )

$V$  : 津波流速 (m/s) (10m/s) <sup>\*3</sup>

\* 1 : 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造計算書 (平成11年9月) に基づく値

\* 2 : 設計上考慮する漂流物 (浚渫台船44t) に余裕を考慮した値

\* 3 : 敷地遡上津波暫定評価に基づく値 (8.5m/s (長壁面) 及び5.2m/s (短壁面)) に余裕を考慮した値

上記Qを貯蔵建屋壁面の保有水平せん断耐力と比較した結果, 第1-1表のとおり裕度が1を超えており, 長壁も短壁も倒壊しない。

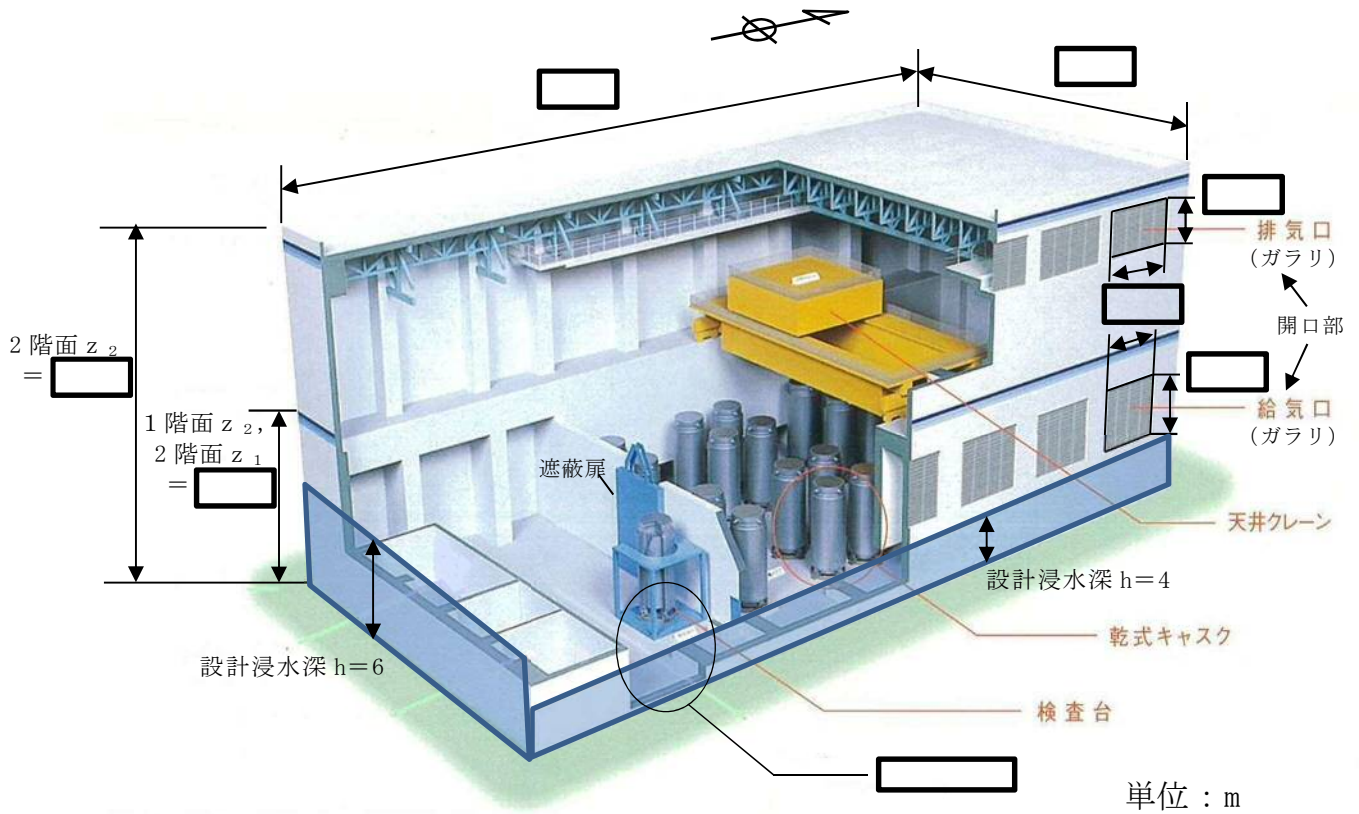
1. 0.16-45

第 1-1 表 貯蔵建屋壁面が敷地遡上津波により受ける衝突荷重

貯蔵建屋壁面		津波の設計 浸水深h (m)	Q (MN)	保有水平せん断 耐力 (MN) * 1	裕度 * 2
短壁	2階面	6	10.1		
	1階面	6	43.0		
長壁	2階面	4	2.0		
	1階面	4	31.8		

\* 1 : 工事計画認可申請書記載値及び使用済燃料貯蔵設備増強工事 建屋構造  
計算書 (平成11年9月) に基づく値

\* 2 : 裕度 = 保有水平せん断耐力 / Q



第 1-1 図 貯蔵建屋寸法等

## 貯蔵建屋内で発生する漂流物による貯蔵容器への影響について

敷地遡上津波については、解析の結果、給気口がある貯蔵建屋長壁面の最大浸水深4mであるため、地上4.6mの高さに設けられた給気口からは浸水しないと考えられるものの、大物搬入口扉と床面の隙間等から貯蔵建屋内に浸入する可能性がある。貯蔵建屋内に浸水した後は、敷地遡上津波の貯蔵建屋外壁における津波流速以上の速度にはならないと考えられるが、貯蔵建屋外側から内側への方向における敷地遡上津波の速度としては、貯蔵建屋外壁における速度にて貯蔵建屋内での漂流物の貯蔵容器への衝突評価を行う。評価は貯蔵容器の外面への衝突により影響を受ける部位のうち、二次蓋への衝突を想定し、衝突による発生応力を評価する。

貯蔵建屋内で発生する漂流物としては、津波が直接衝突する、外面に設置された大物搬入口扉、出入口扉、ガラリ（給気口）、また、貯蔵建屋内に浸入後は遮蔽扉、検査台、放射線エリアモニタ等が考えられる。このうち、重量が大きく衝突した場合の影響が大きいものとして、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリ（給気口）を選定した\*<sup>1</sup>。貯蔵建屋の各部材の設置位置を第2-1図及び第2-2図に示す。漂流物の衝突荷重は添付1同様、「道路橋示方書・同解説（平成14年3月、日本道路協会）」に基づき以下に示すとおり評価する。

\* 1：出入口扉、検査台、放射線エリアモニタ等は比較的軽量又は床等に固定されていることから、貯蔵建屋内の漂流物とはなりにくい衝突時の影響が小さいと考えられる。

【貯蔵建屋内で発生した漂流物の衝突荷重による圧縮応力  $\sigma$ 】

蓋部の発生応力  $\sigma$  は、機械工学便覧基礎編a3, 材料力学表5-1のケース2より、蓋部の最大応力は、蓋端部であり、次式で評価される。

$$\sigma = 0.75 \times \frac{P \cdot a^2}{h} \quad (\text{MPa})$$

F : 貯蔵建屋内で発生する漂流物衝突荷重  $F = 0.1 \times W \times g \times V \times 10^{-6}$  (MN)

W : 漂流物重量 (kg)

g : 重力加速度 ( $\text{m/s}^2$ ) ( $9.80665 \text{m/s}^2$ )

V : 津波流速 ( $\text{m/s}$ ) ( $10 \text{m/s}$ ) \* 2

P : 蓋に掛かる等分布荷重  $P = F/A$  (MPa)

A : 二次蓋の断面積 :   $\text{m}^2$

a : 二次蓋ボルト中心半径 :  m

h : 二次蓋厚さ :  m

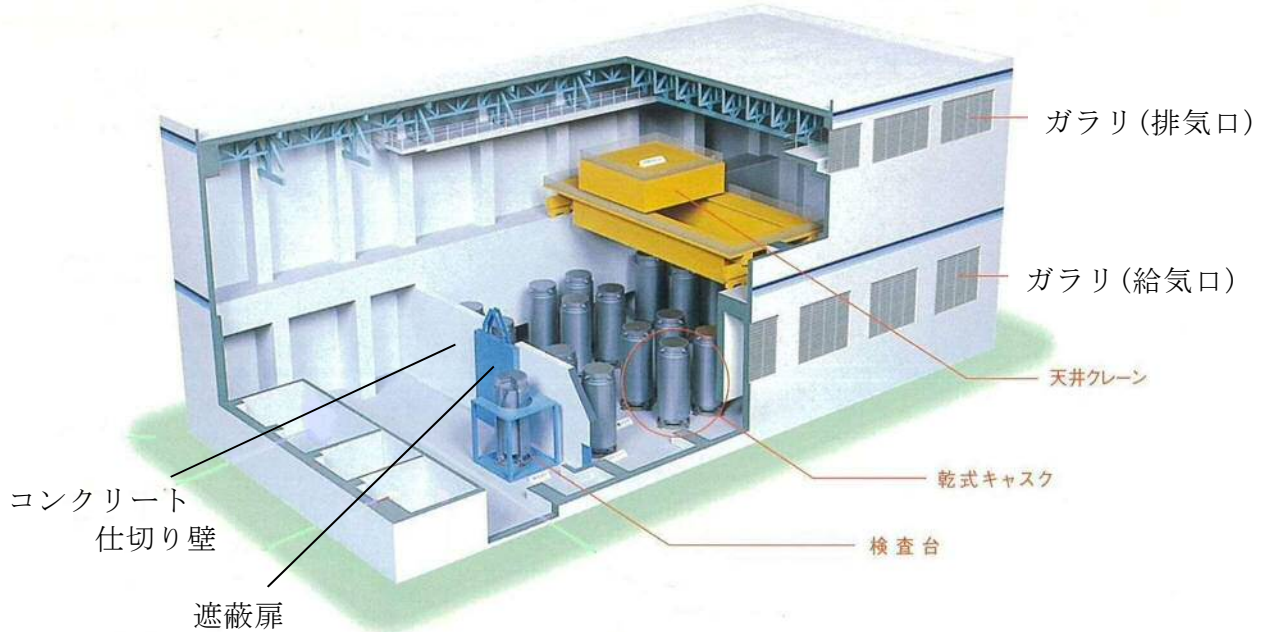
\* 2 : 敷地遡上津波暫定評価に基づく値 ( $8.5 \text{m/s}$  (長壁面) 及び  $5.2 \text{m/s}$  (短壁面)) に余裕を考慮した値

一方、二次蓋の許容応力は、密封シール部以外よりも許容応力が保守的な密封シール部の  MPa (一次膜+一次曲げ応力強さ) を適用する。

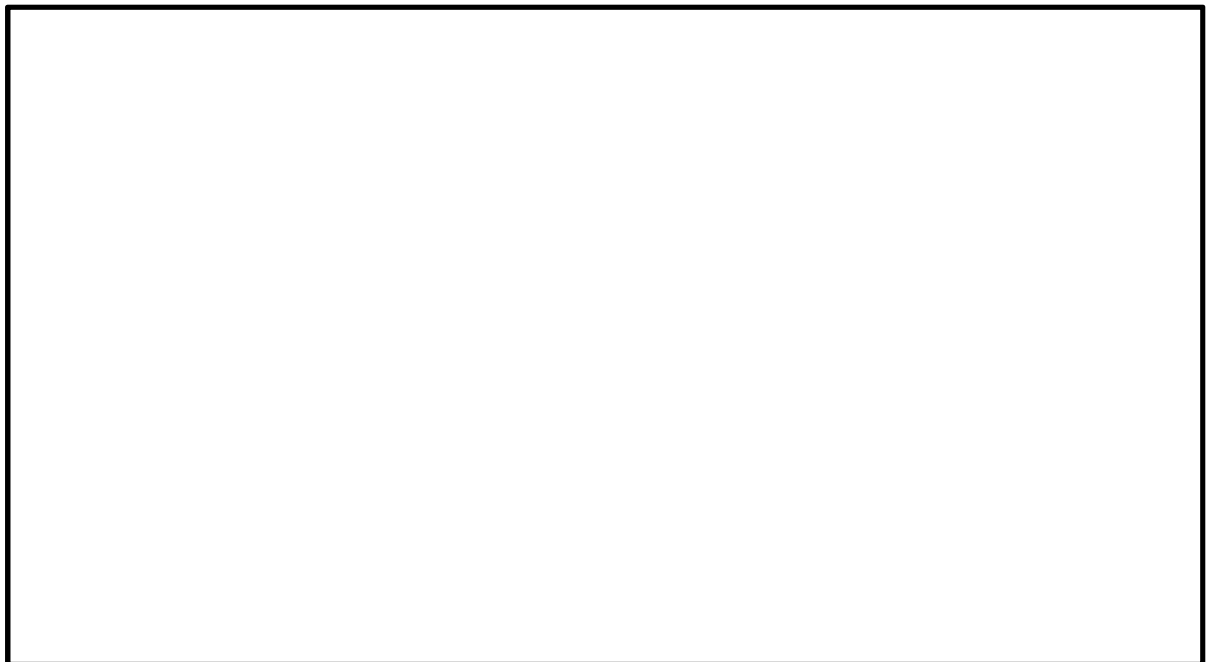
評価結果を第2-1表に示す。貯蔵容器の二次蓋に漂流物が衝突した場合の発生応力はいずれの漂流物も許容応力を十分下回っていることから、貯蔵容器の安全機能に影響はない。

第2-1表 貯蔵建屋内で発生する漂流物の衝突荷重による圧縮応力

漂流物	重量 (t)	二次蓋部発生応力 (圧縮) (MPa)	許容応力 (MPa)
① 大物搬入口扉	7.0	0.3	□
② 遮蔽扉	40	1.3	
③ ガラリ (給気口)	0.81	0.1	
合計 (①～③)	48	1.7	



第 2-1 図 貯蔵建屋鳥瞰図



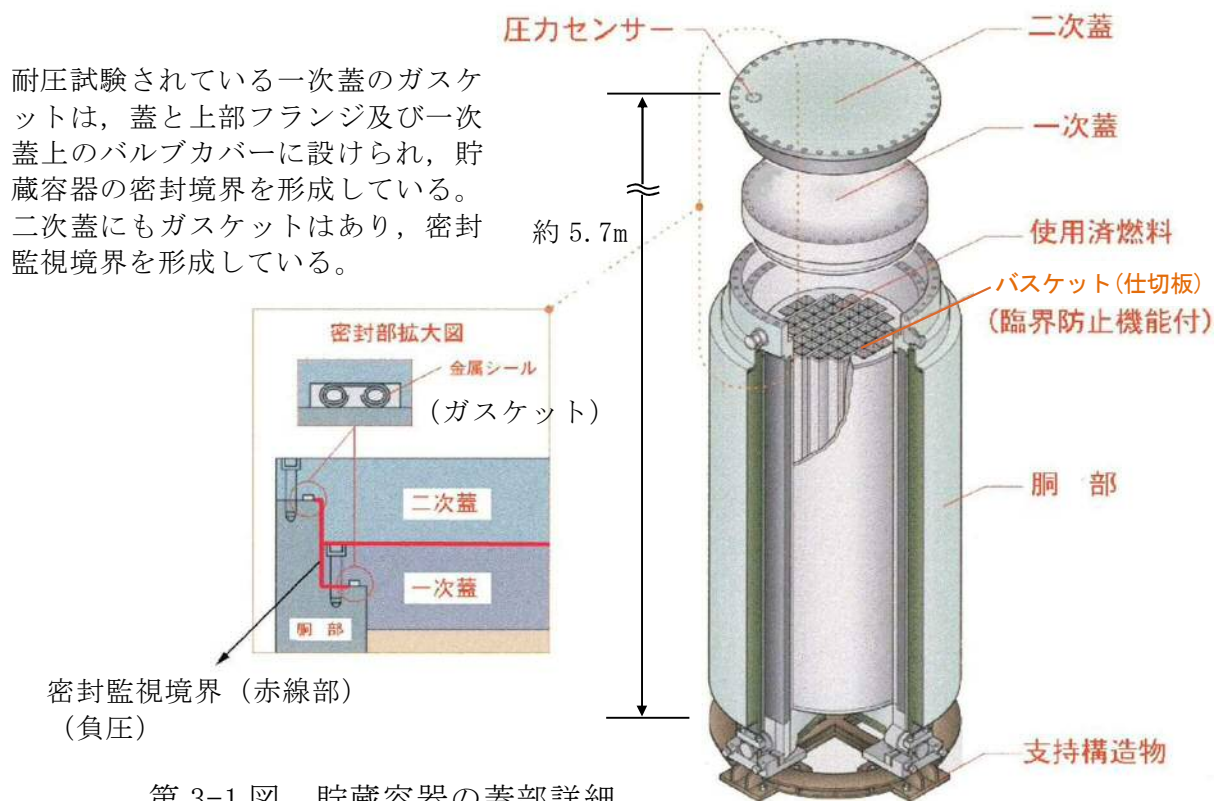
第 2-2 図 貯蔵建屋 1 階床面図

貯蔵建屋内への津波浸入時の貯蔵容器浸水による密封機能への影響

第3-1図に貯蔵容器全体と蓋部詳細を示す。

貯蔵建屋付近の設計浸水深4～6mの遡上津波が貯蔵建屋内へ浸入し、床面から6mの高さに水面を形成する場合、貯蔵容器は高さ約5.7mであるため、水没する。

貯蔵容器は、最高使用圧力1.0MPaとして内圧を高め1次蓋の耐圧試験を行い、内外圧力差1.0MPaまで耐えられることを確認しており、ガスケット部は水深約100mまで密封機能を維持できる。水没の場合は外圧のほうが高い状態だが、ガスケットにかかる応力は円周方向に垂直であることは同じであり、耐圧試験結果が適用できると考えられることから、貯蔵建屋内への津波浸入による密封機能に影響はない。



第 3-1 図 貯蔵容器の蓋部詳細



## 貯蔵建屋部材が外部への損壊流出物となる可能性について

給気口がある貯蔵建屋長壁面における最高浸水深は4mであり、給気口下端高さ4.6mより低いことから、津波は大物搬入口と床面の隙間等からゆっくりと浸水するものと考えられる。したがって、貯蔵建屋の内側から外側へ向かう方向の水の速度はほとんどないものと考えられ、貯蔵建屋で敷地遡上津波によって損壊し漂流物となった扉等の部材が外部へ流出する可能性としては、引き波によるものが考えられる。

襲来する津波により損壊した貯蔵建屋の扉等の部材は、床等に転倒した後、引き波による抗力が地面と部材との摩擦力を上回った場合、移動し流出すると考える。

貯蔵建屋内で発生する漂流物として、添付2と同様に、①大物搬入口扉、②遮蔽扉及び③ガラリ（給気口）について検討した結果、いずれも流出しにくい、①及び③については、アクセスルートに流出した場合においても、保有している重機（ホイールローダ）を用いて撤去する等の対応により、アクセスルートを確保する。②については、厚さが貯蔵建屋からアクセスルートまでの敷地遡上津波の設計浸水深である0.4mよりも厚いこと及び金属製で海水に沈むことから、静摩擦係数を考慮すると、アクセスルートまでは移動しない。

したがって、敷地遡上津波によって貯蔵建屋部材が損壊し、外部への流出物が生じた場合でも、発生した流出物による影響はないことを確認した。

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### < 目 次 >

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

##### (2) 対応手段と設備の選定の結果

###### a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

###### (a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

###### (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

###### (c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

###### (d) 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電

###### (e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

###### b. 手順等

#### 1.9.2 重大事故等時の手順

##### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

###### (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

###### a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

###### b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

###### (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

###### a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

###### b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

###### c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

###### (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

###### a. 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

(4) 重大事故等時の対応手段の選択

1.9.2.2 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

添付資料1.9.1 審査基準，基準規則と対処設備との対応表

添付資料1.9.2 自主対策設備仕様

添付資料1.9.3 対応手段として選定した設備の電源構成図

添付資料1.9.4 重大事故対策の成立性

1. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

(1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

添付資料 1.9.5 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

添付資料 1.9.6 手順のリンク先について

## 1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等

### 【要求事項】

発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。

### 【解釈】

1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。

#### (1) BWR

a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (2) PWRのうち必要な原子炉

a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。

#### (3) BWR及びPWR共通

a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。

b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素が、原子炉格納容器内に放出された場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する対処設備を整備する。ここでは、この対処設備を活用した手順等について説明する。

#### 1.9.1 対応手段と設備の選定

##### (1) 対応手段と設備の選定の考え方

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するための対応手段及び重大事故等対処設備を選定する。

重大事故等対処設備の他に、柔軟な事故対応を行うための対応手段及び自主対策設備<sup>※1</sup>を選定する。

※1 自主対策設備：技術基準上の全ての要求事項を満たすことや全てのプラント状況において使用することは困難であるが、プラント状況によっては、事故対応に有効な設備。

選定した重大事故等対処設備により、技術的能力審査基準（以下「審査基準」という。）だけでなく、設置許可基準規則第五十二条及び技術基準規則第六十七条（以下「基準規則」という。）の要求機能を満足する設備

が網羅されていることを確認するとともに、自主対策設備との関係を明確にする。

(2) 対応手段と設備の選定の結果

審査基準及び基準規則からの要求により選定した対応手段と、その対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備を以下に示す。

なお、対応に使用する重大事故等対処設備及び自主対策設備と整備する手順についての関係を第1.9-1表に整理する。

a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備

(a) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

原子炉運転中の原子炉格納容器内は、不活性ガス（窒素）により不活性化した状態となっており、炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応及び水の放射線分解により発生する水素及び酸素により、原子炉格納容器内で水素爆発が発生することを防止する。また、格納容器ベントを開始するまでは、原子炉格納容器内は不活性ガス（窒素）が封入された状態となっている。

不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・不活性ガス系

ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化する手段がある。

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

(b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

i) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。この対応手段及び設備は、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」及び「遠隔人力操作機構による現場操作」にて選定する対応手段及び設備と同様である。

なお、格納容器圧力逃がし装置については、系統内を可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス（窒素）により、通常待機時から不活性化した状態としておくことで、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。

(i) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化で使用する設備は以下のとおり。

- ・可搬型窒素供給装置

(ii) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置

(iii) 遠隔人力操作機構による現場操作

遠隔人力操作機構による現場操作で使用する設備は以下のとおり。

- ・遠隔人力操作機構

ii) 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素を可燃性ガス濃度制御系にて再結合することにより水素濃度及び酸素濃度を制御し，水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段がある。

可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御で使用する設備は以下のとおり。

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ
- ・可燃性ガス濃度制御系加熱器
- ・可燃性ガス濃度制御系再結合器
- ・可燃性ガス濃度制御系冷却器

(c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素が変動する可能性のある範囲にわたって水素濃度及び酸素濃度監視設備により原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし，水素濃度及び酸素濃度を測定する手段がある。

i) 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）

による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視



格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器内水素濃度（S A）
- ・ 格納容器内酸素濃度（S A）

ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視で使用する設備は以下のとおり。

- ・ 格納容器内水素濃度
- ・ 格納容器内酸素濃度
- ・ 緊急用海水ポンプ
- ・ 残留熱除去系海水ポンプ
- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

(d) 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電

上記「1.9.1(2) a. (b) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止」及び「1.9.1(2) a. (c) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視」で使用する原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備について全交流動力電源喪失時に、代替電源設備から給電する手段がある。

代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電で使用する設備は以下のとおり。

- ・格納容器圧力逃がし装置
- ・格納容器内水素濃度（S A）
- ・格納容器内酸素濃度（S A）
- ・緊急用125V系蓄電池
- ・常設代替高圧電源装置
- ・可搬型代替低圧電源車
- ・可搬型整流器

なお、常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車は、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整理する。

(e) 重大事故等対処設備と自主対策設備

「1.9.1(2) a. (a) ii) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化」で使用する設備のうち、可搬型窒素供給装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.9.1(2) a. (b) i) (ii) 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置は重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.9.1(2) a. (b) i) (iii) 遠隔人力操作機構による現場操作」で使用する設備のうち、遠隔人力操作機構は重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.9.1(2) a. (c) i) 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度

監視」で使用する設備のうち、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）は重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.9.1(2) a. (c) ii) 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視」で使用する設備のうち、残留熱除去系海水ポンプ及び緊急用海水ポンプは重大事故等対処設備として位置付ける。

「1.9.1(2) a. (d) 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電」で使用する設備のうち、格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）、緊急用125V系蓄電池、常設代替高圧電源装置、可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器は重大事故等対処設備として位置付ける。

これらの設備は、審査基準及び基準規則に要求される設備が全て網羅されている。

(添付資料1.9.1)

以上の重大事故等対処設備により、炉心の著しい損傷が発生した場合においても、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止することができる。

また、以下の設備はプラント状況によっては事故対応に有効な設備であるため、自主対策設備と位置付ける。あわせて、その理由を示す。

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ、可燃性ガス濃度制御系加熱器、可燃性ガス濃度制御系再結合器及び可燃性ガス濃度制御系冷却器

炉心損傷により大量の水素が発生するような状況下では、可燃性ガス濃度制御系の処理能力を超える水素が発生することから、

可燃性ガス濃度制御系による水素の処理に期待できず，また原子炉格納容器内の圧力の上昇に伴い可燃性ガス濃度制御系の使用に制限がかかるが，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系），代替循環冷却系，代替格納容器スプレー冷却系又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転可能圧力まで低下し，かつ電源等が復旧し，可燃性ガス濃度制御系の運転が可能となれば，中長期的な原子炉格納容器内水素対策として有効である。

- ・ 格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度

原子炉格納容器内の圧力及び温度の上昇に伴い格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度は使用できない場合があるが，残留熱除去系（格納容器スプレー冷却系），代替循環冷却系，代替格納容器スプレー又は格納容器ベントにより原子炉格納容器内の圧力及び温度が低下し，かつ電源等が復旧し，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度の使用が可能となれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

- ・ 可搬型代替注水大型ポンプ（代替残留熱除去系海水系として使用）

車両の移動，設置，ホース接続等に時間を要し，想定する事故シーケンスに対して有効性を確認できないが，格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度が使用可能であれば，水素濃度及び酸素濃度を監視する手段として有効である。

なお，「1.9.1(2) a. (a) i) 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化」として使用する設備である不活性ガス系は，原子炉運転中に原子炉格納容器内雰囲気常時不活性化する手段として使用する

る設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。また，「1.9.1(2) a. (b) i) (i) 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化」として使用する設備である可搬型窒素供給装置は，原子炉運転中に格納容器圧力逃がし装置内を常時不活性化する手段として使用する設備であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

(添付資料1.9.2)

#### b. 手順等

上記「a. 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。

この手順は，運転員等<sup>※2</sup>及び重大事故等対応要員の対応として，「非常時運転手順書Ⅱ（徴候ベース）」，「非常時運転手順書Ⅲ（シビアアクシデント）」，「AM設備別操作手順書」及び「重大事故等対策要領」に定める（第1.9-1表）。

また，事故時に監視が必要となる計器及び事故時に給電が必要となる設備についても整備する（第1.9-2表，第1.9-3表）。

※2 運転員等：運転員（当直運転員）及び重大事故等対応要員（運転操作対応）をいう。

(添付資料1.9.3)

### 1.9.2 重大事故等時の手順

#### 1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順

##### (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

###### a. 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器内を不活性ガス系にて不活性化する。

なお、原子炉起動時に原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）で置換し、原子炉運転中は原子炉格納容器内を常時不活性化した状態としている。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

概要図を第1.9-1図に示す。

b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内で発生する水素と酸素の反応による水素爆発により原子炉格納容器が破損することを防止するため、原子炉格納容器内を可搬型窒素供給装置により不活性化する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合<sup>※1</sup>において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が3.5vol%に到達した場合。

※1：格納容器雰囲気放射線モニタの $\gamma$ 線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。

(b) 操作手順

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化手順の概要

は以下のとおり。

概要図を第 1.9-2 図に，タイムチャートを第 1.9-3 図に示す。

- ①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，災害対策本部長に原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備を依頼する。
- ②災害対策本部長は，発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内（S/C側及びD/W側）への不活性ガス（窒素）注入をするための接続口を連絡する。なお，格納容器窒素供給ライン接続口は，接続口蓋開放作業を必要としない格納容器窒素供給ライン東側接続口を優先する。
- ③災害対策本部長は，重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置の準備及び原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備を指示する。
- ④重大事故等対応要員は，可搬型窒素供給装置を原子炉建屋東側屋外に配備し，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。また，可搬型窒素供給装置を原子炉建屋西側屋外に配備した場合は，接続口の蓋を開放した後，窒素供給用ホースを接続口に取り付ける。
- ⑤重大事故等対応要員は，災害対策本部長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内へ不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを報告する。
- ⑥災害対策本部長は，発電長に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内に不活性ガス（窒素）を注入するための準備が完了したことを連絡する。
- ⑦発電長は，格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度が，原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入

基準である4.0vol%に到達したことを確認し、災害対策本部長に原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を依頼する。

⑧災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

⑨重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を開とし、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを、災害対策本部長に報告する。

⑩災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（S/C側）内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

⑪発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度及び原子炉格納容器内の圧力の確認を指示する。

⑫運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度により原子炉格納容器内の酸素濃度が低下していることを確認した後、サブプレション・チェンバ圧力指示値が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを確認し、発電長に報告する。なお、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇傾向の場合は、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を追加する。

⑬発電長は、災害対策本部長に原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage]（1Pd）に到達したことを連絡する。

⑭災害対策本部長は、重大事故等対応要員に原子炉格納容器内への



不活性ガス（窒素）注入停止を指示する。

⑮<sup>a</sup> 原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側）を閉とし、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長に報告する。

⑮<sup>b</sup> 原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S/C側及びD/W側）を閉とし、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を停止した後、災害対策本部長に報告する。

⑯ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入の停止を連絡する。

⑰ 発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑱ 運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.0vol%に到達したことを確認した後、事故後7日以上経過していること確認し、発電長に報告する。なお、格納容器酸素濃度指示値が4.0vol%に到達し、事故後7日経過していない場合は、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始する。原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）を注入し、原子炉格納容器内の酸素濃度が低下傾向の場合は、465kPa[gage]（1.5Pd）に到達した

ことを確認し、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を停止する。また、原子炉格納容器（S/C側）内への不活性ガス（窒素）を注入し、原子炉格納容器内の酸素濃度が上昇傾向の場合は、原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）注入を追加した後、原子炉格納容器内圧力が465kPa[gage]（1.5Pd）に到達したことを確認し、原子炉格納容器内の不活性ガス（窒素）注入を停止する。

⑲ 発電長は、運転員等に原子炉格納容器内の酸素濃度の確認を指示する。

⑳ 運転員等は中央制御室にて、格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内酸素濃度指示値が4.3vol%に到達したことを確認し、発電長に報告する。

㉑ 発電長は、運転員等にサブプレッション・プール水温度の確認を指示する。

㉒<sup>a</sup> サプレッション・プール水温度指示値が100℃以上の場合

発電長は、運転員等に外部水源である代替格納容器スプレイ冷却系（常設）の起動及び内部水源である残留熱除去系又は代替循環冷却系の停止を指示し、災害対策本部長に原子炉格納容器（D/W側）内への不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）による注入停止前に原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内への注入を実施していた場合は、原子炉格納容器（S/C側及びD/W側）内へ不活性ガス（窒素）を注入する。

㉒<sup>b</sup> サプレッション・プール水温度指示値が100℃未満の場合

発電長は災害対策本部長に、原子炉格納容器（D/W側）内への

不活性ガス（窒素）による注入を依頼する。なお、原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）による注入停止前に原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への注入を実施していた場合は、原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内へ不活性ガス（窒素）を注入する。

⑳ 災害対策本部長は、重大事故等対応要員に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内への不活性ガス（窒素）注入開始を指示する。

㉑<sup>a</sup> 原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（D／W側）を開とし、原子炉格納容器（D／W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長に報告する。

㉑<sup>b</sup> 原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）注入の場合

重大事故等対応要員は、原子炉建屋東側屋外又は原子炉建屋西側屋外にて、窒素ガス補給弁（S／C側及びD／W側）を開とし、原子炉格納容器（S／C側及びD／W側）内への不活性ガス（窒素）注入を開始したことを災害対策本部長に報告する。

㉑ 災害対策本部長は、発電長に可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）の注入を開始したことを連絡する。

(c) 操作の成立性

上記の操作において、作業開始を判断してから原子炉格納容器（S

／C側)内への不活性ガス(窒素)注入開始までの必要な要員数及び所要時間は以下のとおり。

【格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した原子炉格納容器(S／C側)内への不活性ガス(窒素)注入の場合】

- ・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、135分以内と想定する。

【格納容器窒素供給ライン東側接続口を使用した原子炉格納容器(S／C側)内への不活性ガス(窒素)注入の場合】

- ・現場対応を重大事故等対応要員6名にて実施した場合、115分以内と想定する。

円滑に作業できるように、移動経路を確保し、放射線防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素供給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。

車両の作業用照明、ヘッドライト及びLEDライトを用いることで、暗闇における作業性についても確保する。

(添付資料1.9.4)

(2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止

a. 可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化

格納容器圧力逃がし装置は、可搬型窒素供給装置から供給する不活性ガス(窒素)により、通常待機時は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化状態としており、格納容器ベント実施時における系統内での水素爆発を防止する。この操作は、重大事故等時に対応するものではなく通常の運転操作により対応する。

b. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合に、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する。また、格納容器ベントを実施した際は、プルームの影響による被ばくを低減するため、運転員等は中央制御室待避室へ待避し、中央制御室待避室内のデータ表示装置（待避室）によりプラントパラメータを継続して監視する。

なお、中央制御室から格納容器圧力逃がし装置の遠隔操作ができない場合は、遠隔人力操作機構を使用した現場（二次格納施設外）での操作を実施する。遠隔人力操作機構による現場操作については、「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」における「格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱」にて整備する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御ができず、原子炉格納容器内の酸素濃度が4.3vol%に到達した場合で、原子炉格納容器内へ不活性ガス（窒素）を注入している場合。

(b) 操作手順

格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-4図に、タイムチャートを第1.9-5図に示す（S/C側ベント及びD/W側ベントの手順は、手順⑩以外は同様。）。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの準備を指示する。

② 運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントに必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認し、発電長に報告する。

③ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成を指示する。

④ 運転員等は中央制御室にて、換気空調系一次隔離弁及び換気空調系二次隔離弁の閉を確認する。

⑤ 運転員等は中央制御室にて、原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁及び原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁の閉を確認する。

⑥ 運転員等は中央制御室にて、耐圧強化ベント系一次隔離弁及び耐圧強化ベント系二次隔離弁の閉を確認する。

⑦ 運転員等は中央制御室にて、不活性ガス系の隔離信号が発生している場合には、不活性ガス系の隔離信号の除外操作を実施する。

⑧ 運転員等は、発電長に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの系統構成が完了したことを報告する。

⑨ 発電長は、運転員等に第一弁（S/C側又はD/W側）の電源の供給状態に応じて、S/C側又はD/W側を選択し、S/C側による格納容器ベント又はD/W側による格納容器ベントを指示する。

⑩<sup>a</sup> S/C側ベントの場合

運転員等は中央制御室にて、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（S/C側）を開とし、発電長に報告する。

⑩<sup>b</sup> D/W側ベントの場合

第一弁（S/C側）が開できない場合、運転員等は中央制御室に

て、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止のため、第一弁（D/W側）を開とし、発電長に報告する。

⑪ 発電長は、運転員等に格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントの開始を指示する。

⑫ 運転員等は中央制御室にて、第二弁（優先）を開とするが、第二弁が開できない場合は、第二弁バイパス弁を開とし、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントが開始されたことを格納容器内水素濃度（S A）、格納容器内酸素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度指示値の低下、並びにフィルタ装置入口水素濃度及びフィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）指示値の上昇により確認し、発電長に報告する。

⑬ 発電長は、格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、及び可燃性ガス濃度制御系の機能が使用可能な場合に、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満であること、原子炉格納容器内の温度が171℃未満であること及び原子炉格納容器内の水素濃度が可燃限界未満を確認し、運転員等に第一弁閉による格納容器ベント停止を指示する。

⑭ 運転員等は中央制御室にて、第一弁（S/C側又はD/W側）を閉とし、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、格納容器ベント準備については、作業開始を判断してから格納容器ベント準備完了までS/C側は5分以内、D/W側は5分以内と想定する。

格納容器ベント開始については、格納容器ベント準備完了から第二弁開操作による格納容器ベント開始まで2分以内と想定する。なお、第二弁バイパス弁についても同様である。中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

c. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を監視し、可燃性ガス濃度制御系により原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する。

なお、可燃性ガス濃度制御系の運転に際しては、原子炉格納容器内の圧力を可燃性ガス濃度制御系運転時の制限圧力（147kPa [gage] 未満）に維持する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合において、以下のいずれかの状況に至った場合。

①残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱時に、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合。

②可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に不活性ガス（窒素）の注入を実施しており、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントを実施した場合。

(b) 操作手順

可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要は以下のとおり（可燃性ガス濃度制御系B系による原子炉格納容器内の水素濃度制御手順の概要も同様。）。

概要図を第1.9-6図に、タイムチャートを第1.9-7図に示す。



- ①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に可燃性ガス濃度制御系 A 系による原子炉格納容器内の水素濃度制御のための準備を指示する。
- ②運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系による原子炉格納容器内の水素濃度制御に必要なブロワ、加熱器、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。
- ③発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系 A 系のウォームアップ運転を指示する。
- ④運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系の起動操作を実施し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量、可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量及び可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス圧力の上昇を確認する。
- ⑤運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系ヒータが正常に作動していることを可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度、可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度、可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度、可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度及び可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度指示値の上昇により確認し、ウォームアップ運転が開始したことを確認する。
- ⑥運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系 A 系のウォームアップ運転を開始したことを報告する。
- ⑦運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系 A 系起動後、約180分で可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度指示値が649°Cに温度制御されることを確認し、可燃性ガス濃度制御系 A

系のウォームアップ運転が完了したことを確認する。

⑧運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系のウォームアップ運転が完了したことを報告する。

⑨発電長は、運転員等に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御の開始を指示する。

⑩運転員等は中央制御室にて、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）又は格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度で確認し、可燃性ガス濃度制御系ブロワ吸込ガス流量と可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量を調整する。

⑪運転員等は中央制御室にて、可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御が行われていることを原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の低下により確認する。

⑫運転員等は、発電長に可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を開始したことを報告する。

### (c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断してから可燃性ガス濃度制御系起動まで6分以内と想定する。中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

また、可燃性ガス濃度制御系起動から約180分でウォームアップ運転が完了し、再結合運転が可能である。

### (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視

- a. 格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム－水反応により発生する水素，水の放射線分解により発生する水素と酸素を格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により原子炉格納容器内の雰囲気ガスをサンプリングし，水素濃度及び酸素濃度を監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり。

概要図を第1.9-8図に，タイムチャートを第1.9-9図に示す。

①発電長は，手順着手の判断基準に基づき，運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要な圧縮機，電動弁及び監視計器の電源が確保されていること，並びに格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の暖気が開始<sup>\*2</sup>又は完了していることを状態表示等により確認し，発電長に報告する。

③発電長は，運転員等に格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて，格納容器内水素濃度（S A）及び格

格納容器内酸素濃度（S A）の暖気完了を確認した後、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）の起動操作を行い、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）により原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定<sup>※3</sup>が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

※2：通常時から緊急用モータコントロールセンタ（以下「モータコントロールセンタ」を「M C C」という。）は外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用M C Cを受電した後、暖気が自動的に開始される。

※3：格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）によるD/W側，S/C側の雰囲気ガスのサンプリングは自動で切り替わる。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合、作業開始を判断した後、交流電源を確保してから格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による測定開始まで38分以内と想定する。なお、交流電源の喪失時には代替交流電源設備により緊急用M C Cを受電した後、暖気が自動的に開始され、最長38分で計測が可能である。また、中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視

炉心の著しい損傷が発生した場合において、ジルコニウム-水反応により発生する水素、水の放射線分解により発生する水素濃度と酸素濃度

を格納容器雰囲気モニタにより監視する。

(a) 手順着手の判断基準

炉心損傷を判断した場合。

(b) 操作手順

格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順の概要は以下のとおり（格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視手順も同様。）。

概要図を第1.9-10図に、タイムチャートを第1.9-11図に示す。

①発電長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視のための準備を指示する。

②運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源が確保されていることを状態表示等により確認するとともに、冷却水が確保されていることを確認し、発電長に報告する。

③発電長は、運転員等に格納容器雰囲気モニタ（A）の起動を指示する。

④運転員等は中央制御室にて、格納容器雰囲気モニタ（A）の起動操作を実施後、格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の測定が開始されたことを確認し、発電長に報告する。

(c) 操作の成立性

上記の中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した

場合、作業開始を判断した後、冷却水を確保してから格納容器雰囲気モニタの起動まで5分以内と想定する。中央制御室に設置されている制御盤からの遠隔操作であるため、速やかに対応できる。

なお、格納容器雰囲気モニタの起動に必要な冷却水確保の所要時間は以下のとおり。

- ・ 残留熱除去系海水ポンプ使用の場合：4分以内
- ・ 緊急用海水ポンプ使用の場合：24分以内
- ・ 代替残留熱除去系海水系として使用する可搬型代替注水大型ポンプ使用の場合：370分以内

#### (4) 重大事故等時の対応手段の選択

重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.9-12図に示す。

原子炉起動時に、原子炉格納容器内を不活性ガス（窒素）により置換し、原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性化した状態とすることで、原子炉格納容器内の気体の組成が可燃限界に至ることを防ぎ、原子炉格納容器内における水素爆発の発生を防止している。

炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度を、格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内水素濃度及び格納容器内酸素濃度にて監視する。

原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が上昇した場合に、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度制御を実施する。また、可燃性ガス濃度制御系が使用できない場合で、原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて3.5vol%に到達した場合は、原子炉格納容器内で発生する水素及び酸素の反応による水素爆発を防止するため、可搬型窒素供給装置により不活性

ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する準備を行う。原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて4.0vol%に到達した場合は、可搬型窒素供給装置により不活性ガス（窒素）を原子炉格納容器内へ注入する。

原子炉格納容器内の酸素濃度が格納容器内酸素濃度（S A）又は格納容器内酸素濃度にて4.3vol%に到達した場合は、格納容器圧力逃がし装置を使用した格納容器ベントにより、原子炉格納容器水素爆発の発生を防止する。

なお、格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベントをする際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるS/C側の第一弁開操作を第一優先とする。S/C側の第一弁開操作が実施できない場合には、D/W側の第一弁開操作を実施する。その後、第二弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。第二弁開操作が実施できない場合には、第二弁バイパス弁を開操作し、格納容器ベントを実施する。

（添付資料1.9.5）

#### 1.9.2.2 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合に、水素爆発による原子炉格納容器破損を防止するために使用する設備へ代替電源設備により給電する手順を整備する。

なお、代替電源設備により給電する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

#### 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

残留熱除去系海水系、緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送する手順

等」にて整備する。

可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順については，「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順については，「1.15 事故時の計装に関する手順等」にて整備する。



第1.9-1表 機能喪失を想定する設計基準事故対処設備と整備する手順

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (1/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書 <sup>※1</sup>
			主要設備			
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化	主要設備	不活性ガス系 <sup>※2</sup>	— <sup>※3</sup>	— <sup>※2</sup>
			関連設備	原子炉格納容器	重大事故等対処設備	

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等時に使用するものではないため, 重大事故等対処設備とは位置<sup>付</sup>けない。

※4: 原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており, 重大事故等時に使用するものではないため, 重大事故等対処設備とは位置<sup>付</sup>けない。

※5: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6: 手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（2/11）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	主要設備	可搬型窒素供給装置 ・ 窒素供給装置 ・ 窒素供給装置用電源車	重大事故等対処設備	非常時運転手順書Ⅲ （シビアアクシデント） 「放出」  AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領
			関連設備	不活性ガス系配管・弁 原子炉格納容器 燃料給油設備※7 ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（3/11）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備			整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化	主要設備	可搬型窒素供給装置 ・ 窒素供給装置 ・ 窒素供給装置用電源車	—※4	—※4
			関連設備	格納容器圧力逃がし装置※4 燃料給油設備※7 ・ 可搬型設備用軽油タンク ・ タンクローリ	重大事故等対処設備	

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (4/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※6	重大事故等対処設備  重大事故等対処設備
			関連設備	フィルタ装置入口水素濃度 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) 常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※7 ・可搬型代替低圧電源車 常設代替直流電源設備※7 ・緊急用 125V 系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※7 ・可搬型代替低圧電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	
					非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (5/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	遠隔人力操作機構による現場操作	主要設備	遠隔人力操作機構※6	重大事故等対処設備 非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」 AM設備別操作手順書 重大事故等対策要領

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (6/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	主要設備	可燃性ガス濃度制御系ブロフ 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※7 ・2C非常用ディーゼル発電機 ・2D非常用ディーゼル発電機 ・2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備
				可燃性ガス濃度制御系配管・弁	自主対策設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段, 対応設備, 手順書一覧 (7/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1	
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器内水素濃度(SA) 及び格納容器内酸素濃度(SA) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	主要設備	格納容器内水素濃度(SA) 格納容器内酸素濃度(SA)	重大事故等対応設備	非常時運転手順書Ⅲ (シビアアクシデント) 「放出」
			関連設備	常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高圧電源装置 可搬型代替交流電源設備※7 ・可搬型代替低圧電源車 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対応設備	AM設備別操作手順書  重大事故等対策要領

※1: 整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3: 不活性ガス系は設計基準対象施設であり, 重大事故等時に使用するものではないため, 重大事故等対応設備とは位置付けない。

※4: 原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており, 重大事故等時に使用するものではないため, 重大事故等対応設備とは位置付けない。

※5: 手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6: 手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7: 手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□: 自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (8/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視①	主要設備	残留熱除去系海水ポンプ※5 残留熱除去系海水ストレーナ※5	重大事故等対応設備
				格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※7 ・2C非常用ディーゼル発電機 ・2D非常用ディーゼル発電機 ・2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高压電源装置 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。



対応手段，対応設備，手順書一覧 (9/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視②	主要設備	緊急用海水ポンプ※5 緊急用海水ストレーナ※5	重大事故等対応設備
				格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※7 ・2C非常用ディーゼル発電機 ・2D非常用ディーゼル発電機 ・2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高压電源装置 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置燃料移送ポンプ	重大事故等対応設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対応設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧（10/11）

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	—	格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視③	主要設備	格納容器内水素濃度 格納容器内酸素濃度 可搬型代替注水大型ポンプ※5	自主対策設備
			関連設備	非常用交流電源設備※7 ・2C非常用ディーゼル発電機 ・2D非常用ディーゼル発電機 ・2C非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機用海水ポンプ 常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高圧電源装置 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・2C非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・2D非常用ディーゼル発電機燃料移送ポンプ ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高圧電源装置 燃料移送ポンプ	重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は格納容器内雰囲気を不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

■：自主的に整備する対応手段を示す。

対応手段，対応設備，手順書一覧 (11/11)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対処設備	対応手段	対応設備		整備する手順書※1
水素爆発による原子炉格納容器の破損防止	-	代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電	主要設備	格納容器圧力逃がし装置※6 格納容器内水素濃度 (S A) 格納容器内酸素濃度 (S A)	重大事故等対処設備
			関連設備	常設代替交流電源設備※7 ・常設代替高压電源装置 可搬型代替交流電源設備※7 ・可搬型代替低压電源車 常設代替直流電源設備※7 ・緊急用125V系蓄電池 可搬型代替直流電源設備※7 ・可搬型代替低压電源車 ・可搬型整流器 燃料給油設備※7 ・軽油貯蔵タンク ・常設代替高压電源装置 燃料移送ポンプ ・可搬型設備用軽油タンク ・タンクローリ	重大事故等対処設備

※1：整備する手順の概要は「1.0 重大事故等対策における共通事項 重大事故等対応に係る手順書の構成と概要について」にて整理する。

※2：原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気の不活性ガス系により常時不活性化している。

※3：不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※4：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※5：手順については「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。

※6：手順については「1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等」にて整備する。

※7：手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。

□：自主的に整備する対応手段を示す。

第 1.9-2 表 重大事故等対処に係る監視計器

監視計器一覧 (1/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (1) 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止			
b. 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ <sup>1</sup> 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ <sup>1</sup>
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ <sup>1</sup> サブプレッション・チェンバ圧力※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ <sup>1</sup>
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ <sup>1</sup> 格納容器内酸素濃度※ <sup>2</sup>
		原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup> 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ <sup>1</sup>
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度
		補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ <sup>1</sup> 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ <sup>1</sup>
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※ <sup>1</sup> サブプレッション・チェンバ圧力※ <sup>1</sup>
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※ <sup>1</sup> サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※ <sup>1</sup> サブプレッション・プール水温度※ <sup>1</sup>
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※ <sup>1</sup> 格納容器内酸素濃度※ <sup>2</sup>
		原子炉格納容器への注水量	低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (常設ライン用) ※ <sup>1</sup> 低圧代替注水系格納容器スプレイ流量 (可搬ライン用) ※ <sup>1</sup> 残留熱除去系系統流量※ <sup>1</sup> 代替循環冷却系格納容器スプレイ流量※ <sup>1</sup>
		最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度※ <sup>1</sup> 残留熱除去系熱交換器出口温度※ <sup>1</sup>
		水源の確保	代替淡水貯槽水位※ <sup>1</sup> サブプレッション・プール水位※ <sup>1</sup> ろ過水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位
補機監視機能	残留熱除去系ポンプ吐出圧力 代替循環冷却系ポンプ吐出圧力 常設低圧代替注水系ポンプ吐出圧力 消火系ポンプ吐出ヘッド圧力 復水移送ポンプ吐出ヘッド圧力		

※<sup>1</sup>: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※<sup>2</sup>: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (2/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止			
a. 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1 格納容器内水素濃度※2
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1 格納容器内酸素濃度※2
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力
	操作	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力※1 サブプレッション・チェンバ圧力※1
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル雰囲気温度※1 サブプレッション・チェンバ雰囲気温度※1 サブプレッション・プール水温度※1
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1 格納容器内水素濃度※2
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1 格納容器内酸素濃度※2
		最終ヒートシンクの確保	フィルタ装置圧力※1 フィルタ装置水位※1 フィルタ装置スクラビング水温度※1 フィルタ装置入口水素濃度※1 フィルタ装置出口放射線モニタ (高レンジ・低レンジ) ※1
		補機監視機能	モニタリング・ポスト

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (3/5)

対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (2) 炉心の著しい損傷が発生した場合の原子炉格納容器水素爆発防止			
b. 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1 格納容器内水素濃度※2
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1 格納容器内酸素濃度※2
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (SA) ※1 格納容器内水素濃度※2
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (SA) ※1 格納容器内酸素濃度※2
		原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力※1 サプレッション・チェンバ圧力※1
		補機監視機能	可燃性ガス濃度制御系再循環ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス流量 可燃性ガス濃度制御系ブロウ吸込ガス圧力 可燃性ガス濃度制御系加熱器入口温度 可燃性ガス濃度制御系加熱器表面温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器内ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器出口ガス温度 可燃性ガス濃度制御系再結合器表面温度

※1：重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2：重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (4/5)

対応手順	重大事故等の対応に 必要となる監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
a. 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※ <sup>1</sup> 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※ <sup>1</sup>
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※ <sup>1</sup>
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (S A) ※ <sup>1</sup>
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度 (S A) ※ <sup>1</sup>

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

監視計器一覧 (5/5)

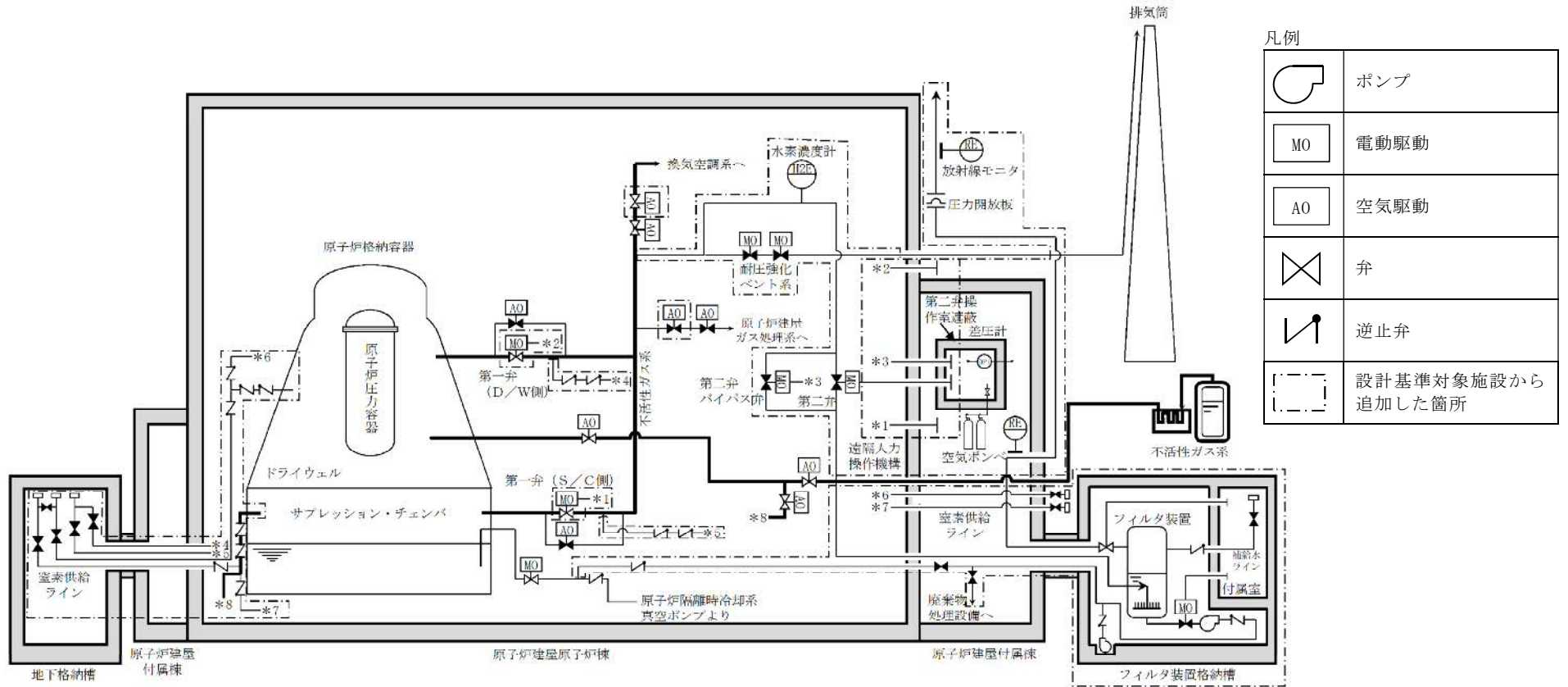
対応手順	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	
1.9.2.1 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための対応手順 (3) 原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視			
b. 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器雰囲気放射線モニタ (D/W) ※1 格納容器雰囲気放射線モニタ (S/C) ※1
		原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度※1
	操作	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度※2
		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内酸素濃度※2
		補機監視機能	残留熱除去系海水系系統流量 緊急用海水系流量 (残留熱除去系補機)

※1: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たした重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを示す。  
 ※2: 重大事故等対処設備としての要求事項を満たさない常用計器及び常用代替計器により監視するパラメータを示す。

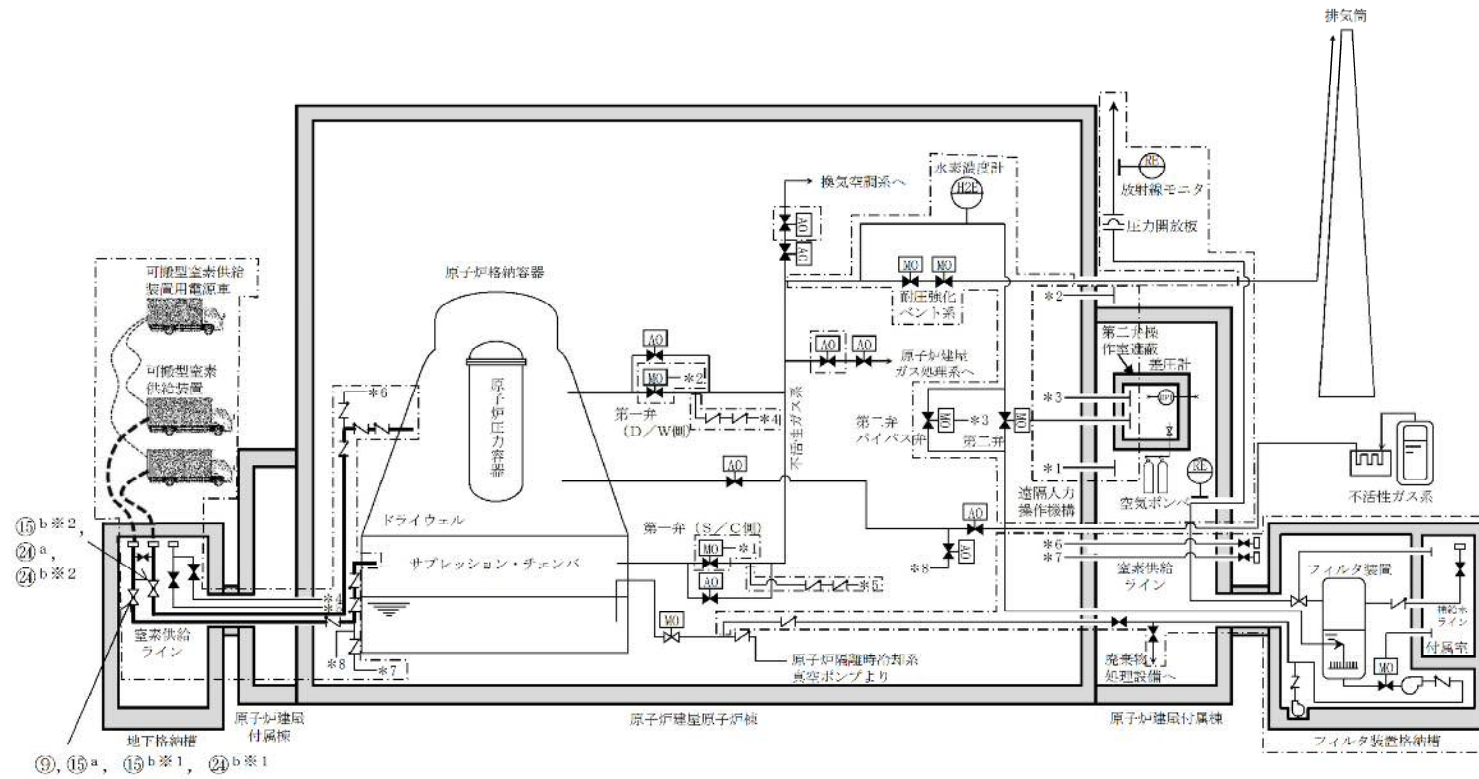


第1.9-3表 審査基準における要求事項毎の給電対象設備

対象条文	供給対象設備	給電元 給電母線
<p>【1.9】 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等</p>	第一弁（S/C側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第一弁（D/W側）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	第二弁バイパス弁	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC MCC 2D系
	格納容器内水素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	格納容器内酸素濃度（SA）	常設代替交流電源設備 可搬型代替交流電源設備 緊急用MCC
	フィルタ装置出口放射線モニタ（高レンジ・低レンジ）	常設代替直流電源設備 可搬型代替直流電源設備 緊急用直流125V主母線盤



第 1.9-1 図 不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化 概要図



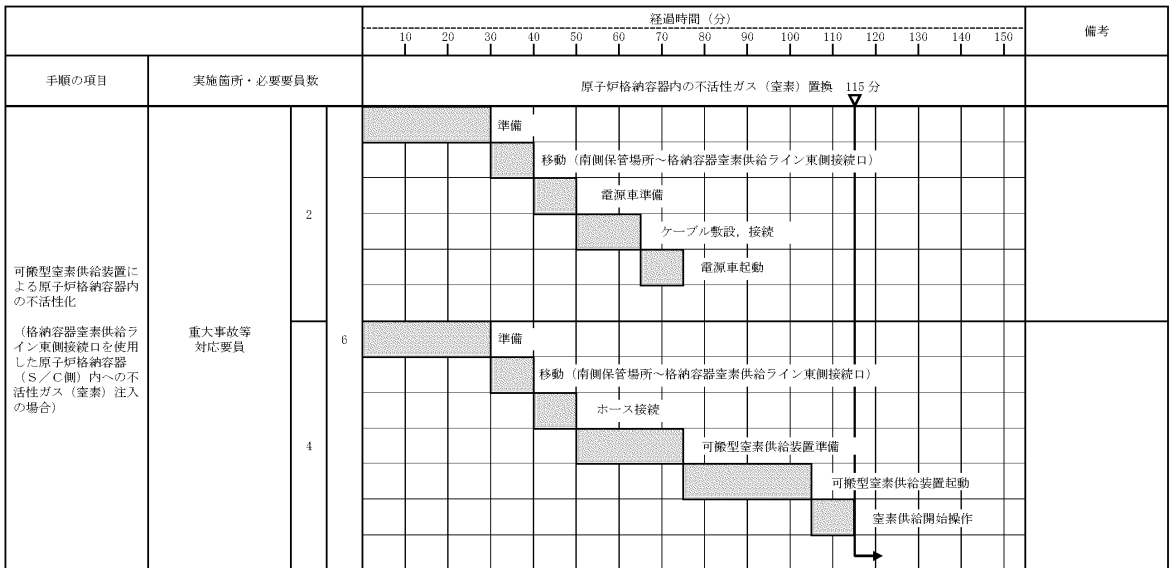
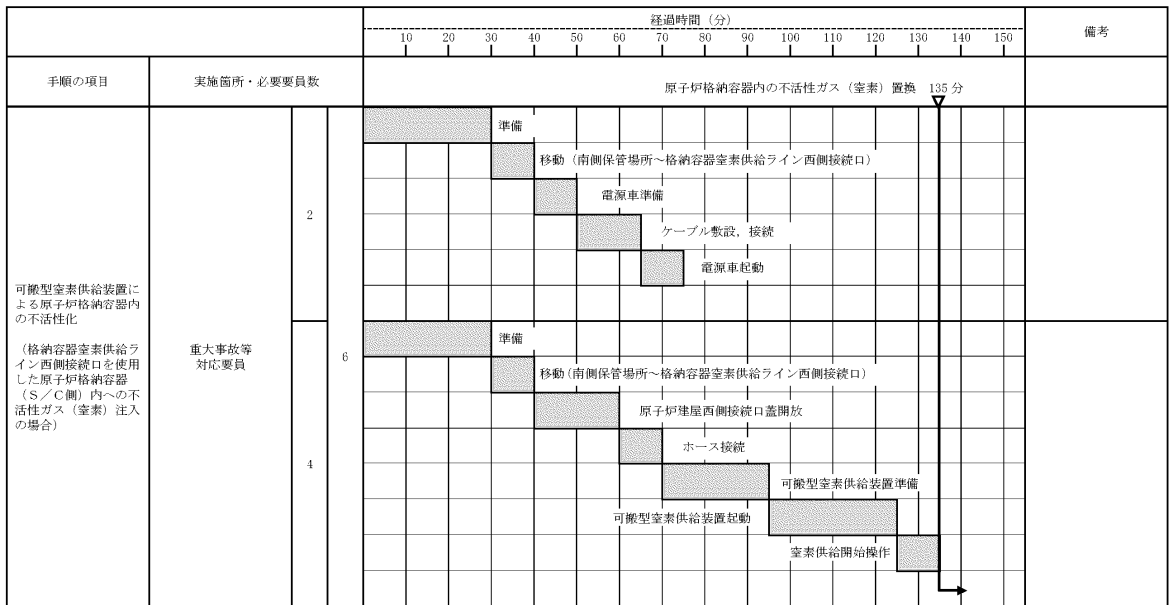
凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	ホース
	設計基準対象施設から追加した箇所

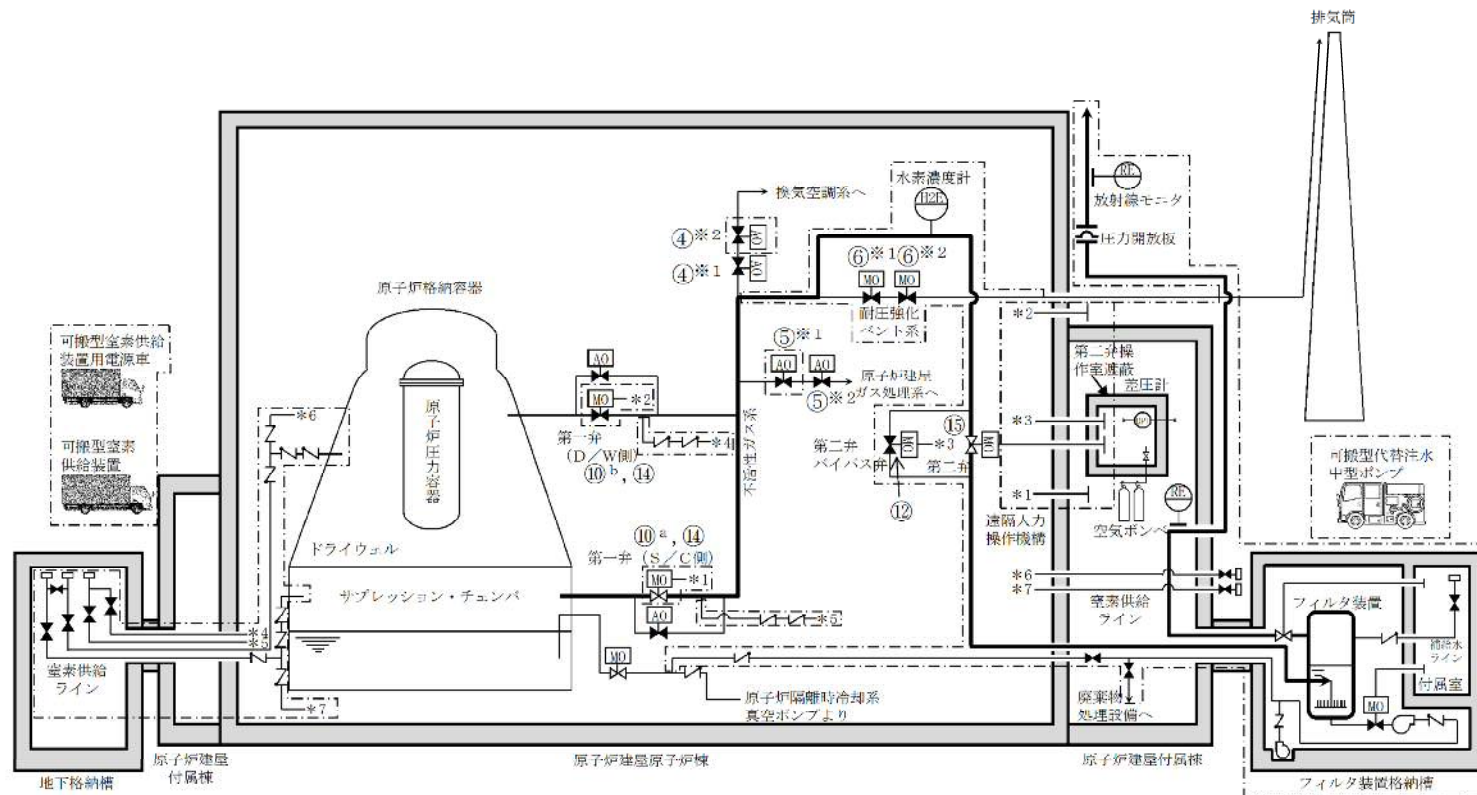
操作手順	弁名称
⑨, ⑮ <sup>a</sup> , ⑮ <sup>b</sup> *1, ⑳ <sup>b</sup> *1	窒素ガス補給弁 (S/C側)
⑮ <sup>b</sup> *2, ⑳ <sup>a</sup> , ⑳ <sup>b</sup> *2	窒素ガス補給弁 (D/W側)

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

第 1.9-2 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 概要図



第 1.9-3 図 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化 タイムチャート



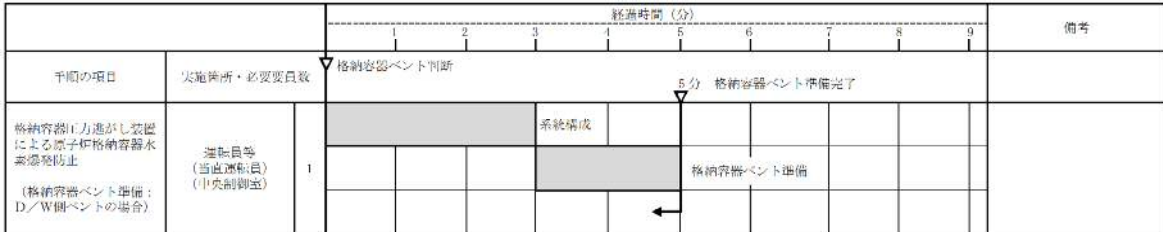
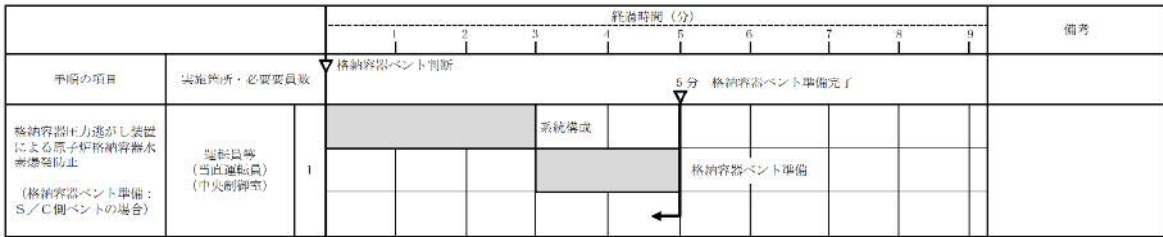
凡例

	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	逆止弁
	設計基準対象施設から追加した箇所

操作手順	弁名称	操作手順	弁名称	操作手順	弁名称
④*1	換気空調系一次隔離弁	⑤*2	原子炉建屋ガス処理系二次隔離弁	⑩ <sup>a</sup> , ⑭	第一弁 (S/C側)
④*2	換気空調系二次隔離弁	⑥*1	耐圧強化ベント系一次隔離弁	⑩ <sup>b</sup> , ⑭	第一弁 (D/W側)
⑤*1	原子炉建屋ガス処理系一次隔離弁	⑥*2	耐圧強化ベント系二次隔離弁	⑫	第二弁, 第二弁バイパス弁

記載例 ○ : 操作手順番号を示す。  
 ○<sup>a</sup>~ : 同一操作手順番号内で選択して実施する操作がある場合の操作手順の優先番号を示す。  
 ○\*1~ : 同一操作手順番号内に複数の操作又は確認を実施する対象弁がある場合、その実施順を示す。

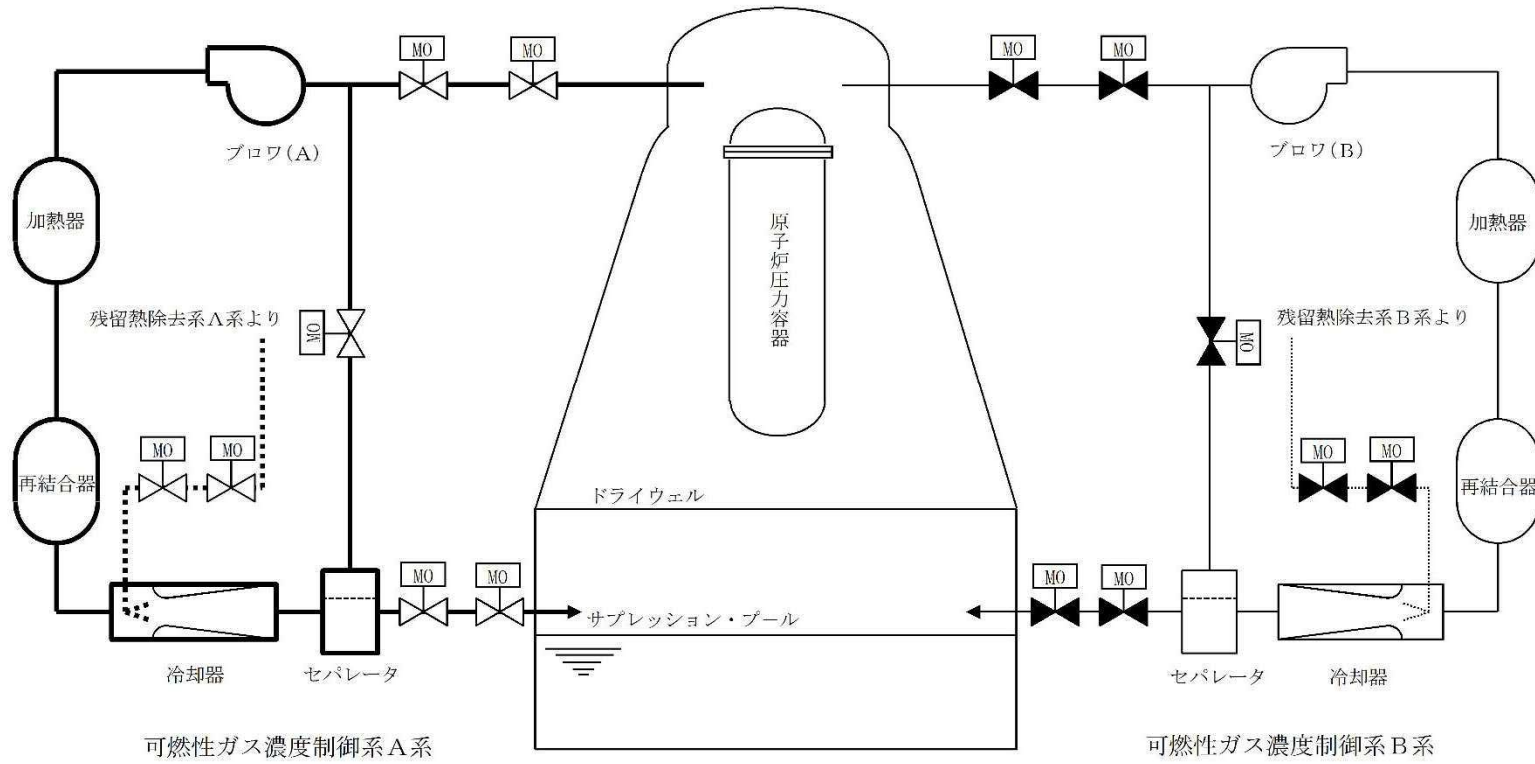
第1.9-4図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止 概要図



※1：第二弁の遠隔開操作不可の場合，第二弁バイパス弁を開とする。中央制御室対応を運転員等（当直運転員）1名にて実施した場合，2分以内と想定する。

### 第 1.9-5 図 格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止

#### タイムチャート



凡例

	ブロワ
	電動駆動
	弁
	冷却水

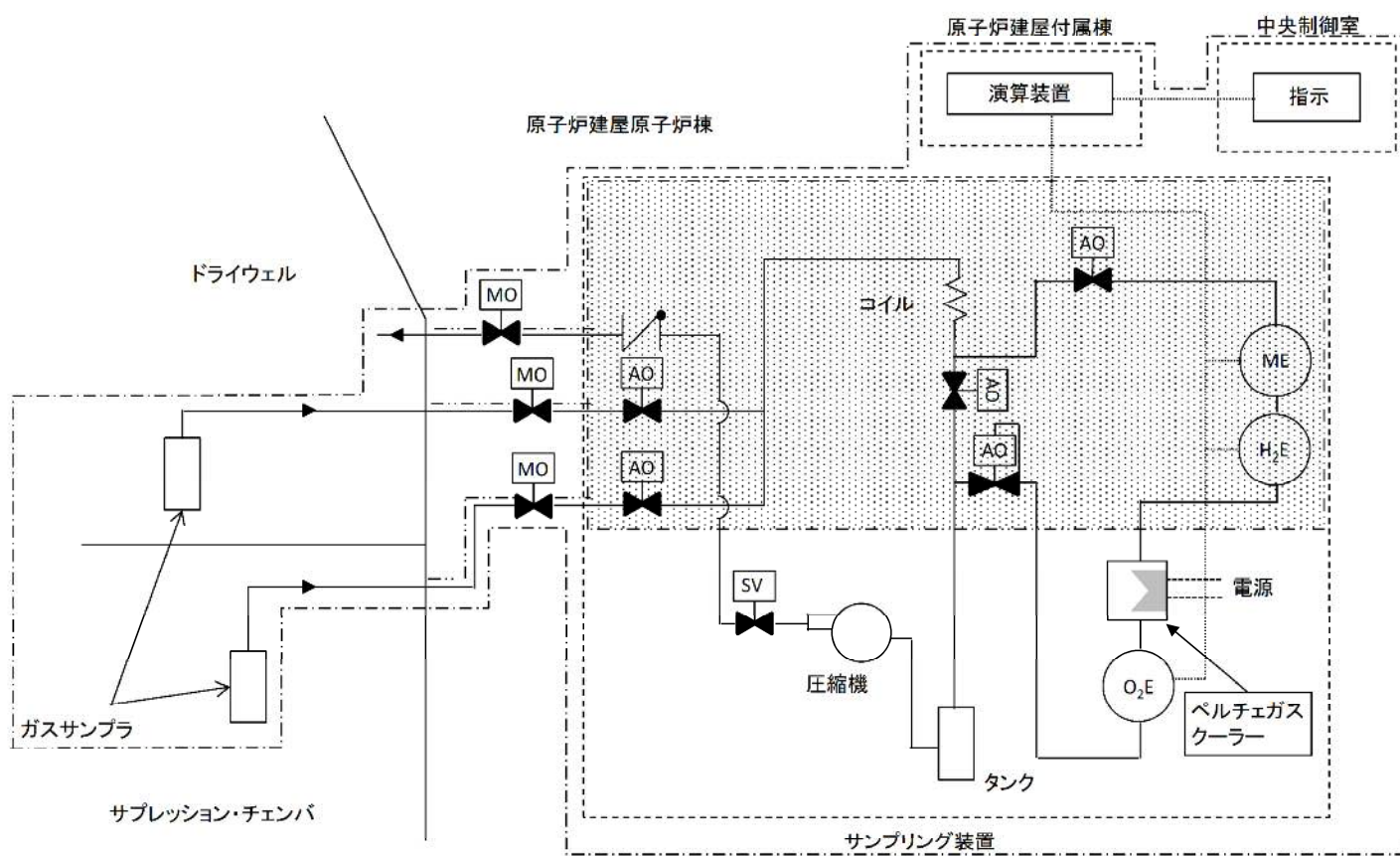
第1.9-6図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御 概要図

		経過時間(分)											備考	
		5	10	15	165	170	175	180	185	190				
手順の項目	実施箇所・必要要員数	<p>可燃性ガス濃度制御系プロワ起動 (6分)</p> <p>前給合 (プロワ起動後、約180分以内)</p> <p>系統構成、起動操作</p> <p>ウォームアップ運転</p>												
可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御	運転員等 (当番運転員) (中央制御室)	1												※1

※1：可燃性ガス濃度制御系A系による原子炉格納容器内の水素濃度制御を示す。また、可燃性ガス濃度制御系B系については、可燃性ガス濃度制御系プロワ起動まで6分以内、起動後水素濃度制御開始まで約180分以内と想定する。

第1.9-7図 可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御  
タイムチャート





凡例

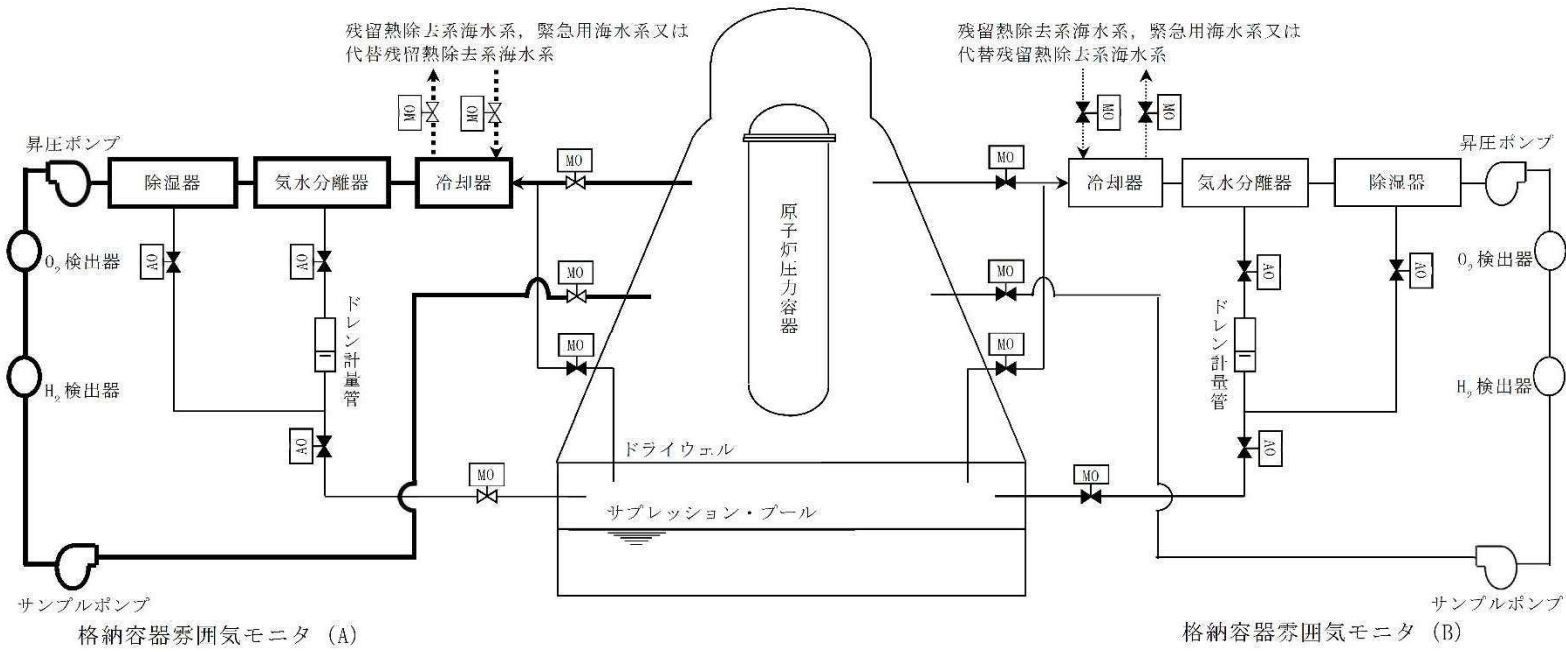
	圧縮機
	電動駆動
	空気駆動
	電磁駆動
	弁
	逆止弁
	湿度検出器
	水素検出器
	酸素検出器
	トレースヒータ
	キャビネットヒータ範囲
	設計基準対象施設から追加した箇所

第1.9-8図 格納容器内水素濃度（S A）及び格納容器内酸素濃度（S A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

		経過時間 (分)												備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45	50	55	60	
手順の項目	実施箇所・必要員数	交流電源確保												格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による測定開始 38分
格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	系統暖気 (※1)												
		起動操作												
		測定前準備												
		測定開始												
		↓												

※1: 通常時から緊急用MCCは外部電源系にて受電され暖気しており、交流電源の喪失時は代替交流電源設備により緊急用MCCを受電した後、暖気が自動的に開始される。

第1.9-9図 格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



凡例

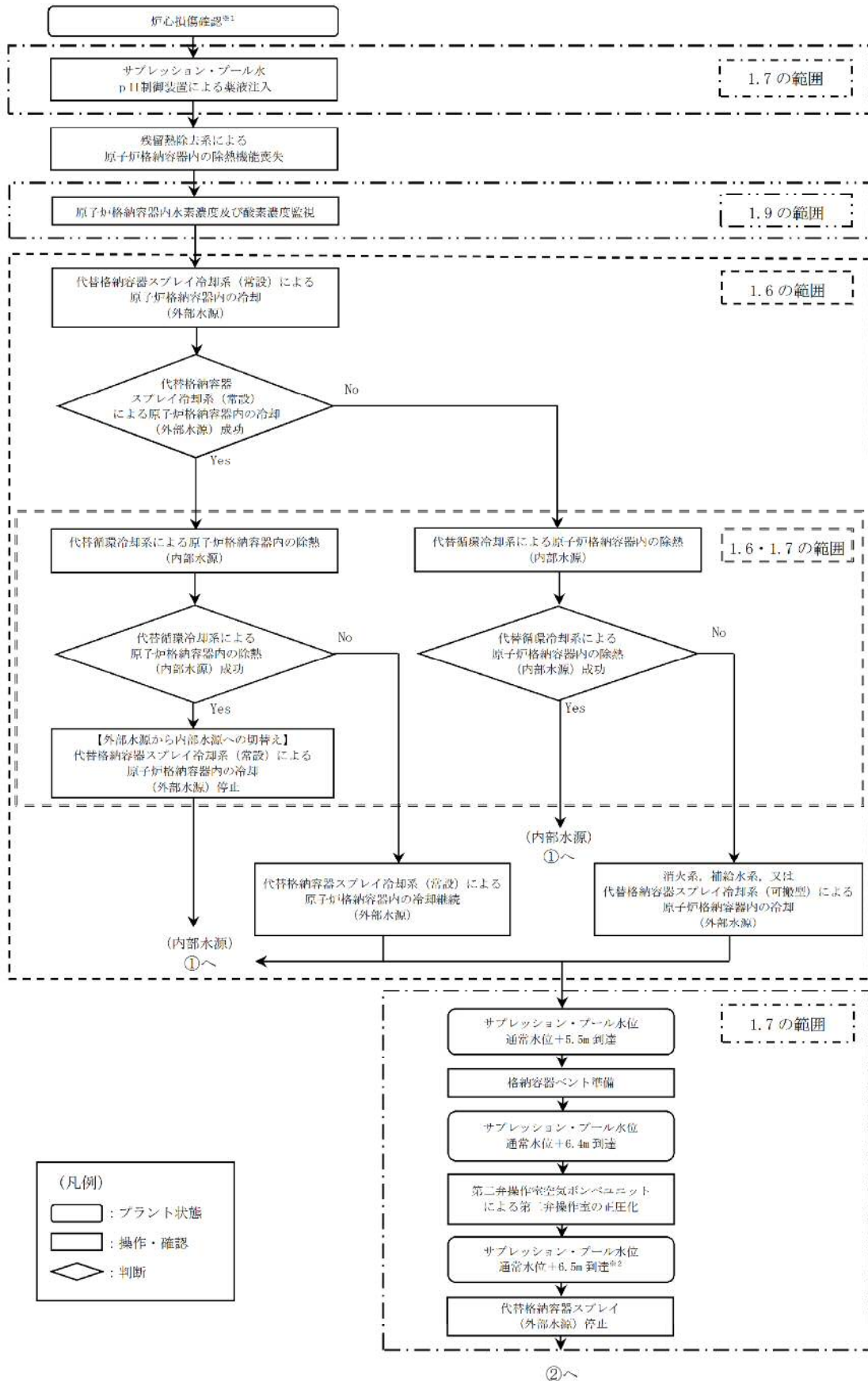
	ポンプ
	電動駆動
	空気駆動
	弁
	冷却水

第1.9-10図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 概要図

		経過時間(分)									備考	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9		
手順の項目	実施箇所・必要員数	格納容器雰囲気モニタ起動 5分										
格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視	運転員等 (当直運転員) (中央制御室)	1										※1

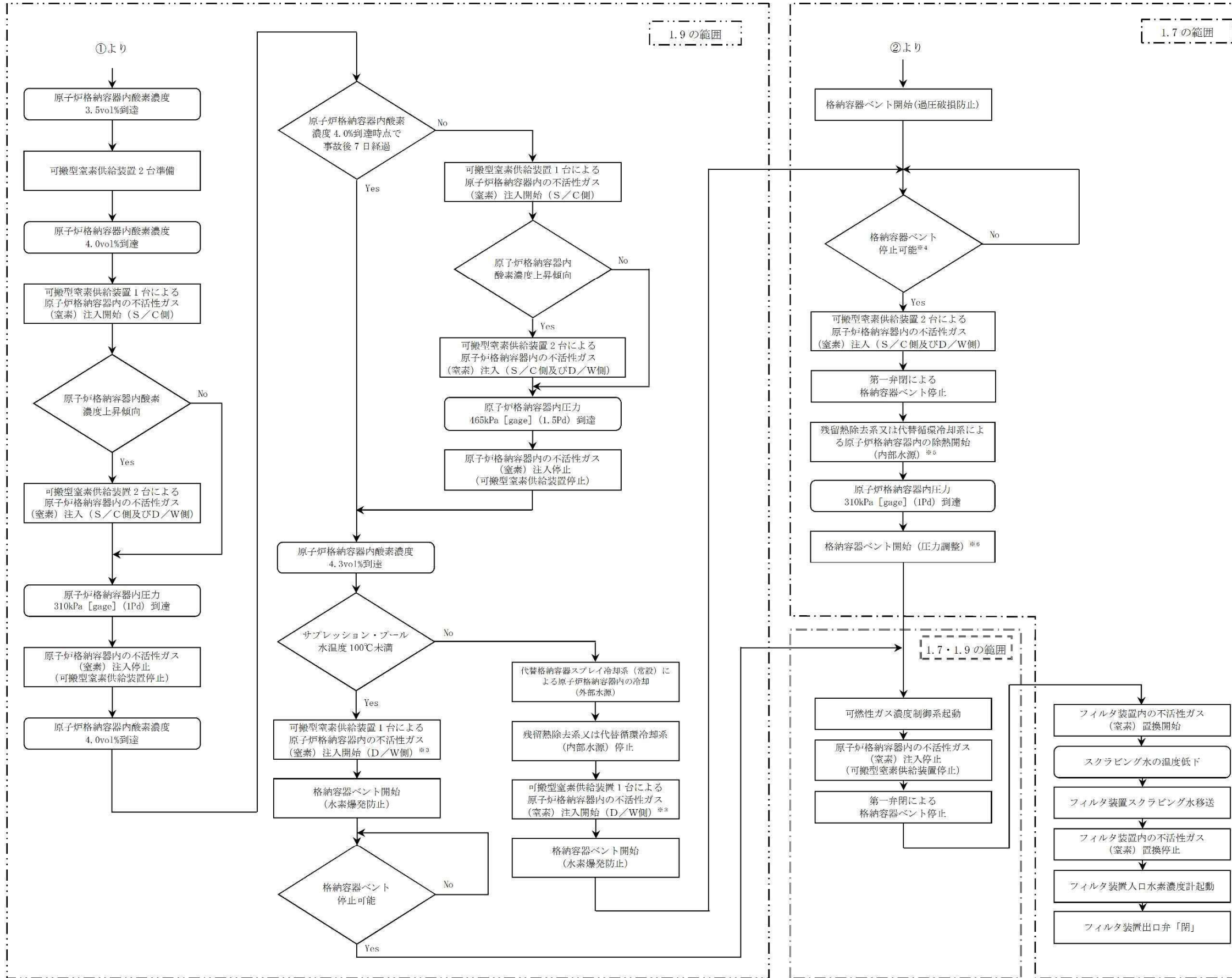
※1：格納容器雰囲気モニタ（A）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視を示す。また、格納容器雰囲気モニタ（B）による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視については、起動まで5分以内と想定する。

第1.9-11図 格納容器雰囲気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 タイムチャート



第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/3)





※1: 格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。なお、炉心損傷確認以降の原子炉注水操作については、「1.4 原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等」にて整備する。

※2: 「サブプレッション・プール水位 通常水位 +6.5m」に到達するまでに、代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱(内部水源)が可能となり、除熱成功した場合は、内部水源による除熱に切り替える。

※3: 格納容器ベント前の窒素注入については、原子炉格納容器内酸素濃度4.3vol%到達前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により、原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお、1台により窒素注入をする場合、D/Wに酸素が滞留することを防止するためにD/Wから窒素を注入する。また、第一弁(D/W側)開による格納容器ベント時は、S/C側から注入する。

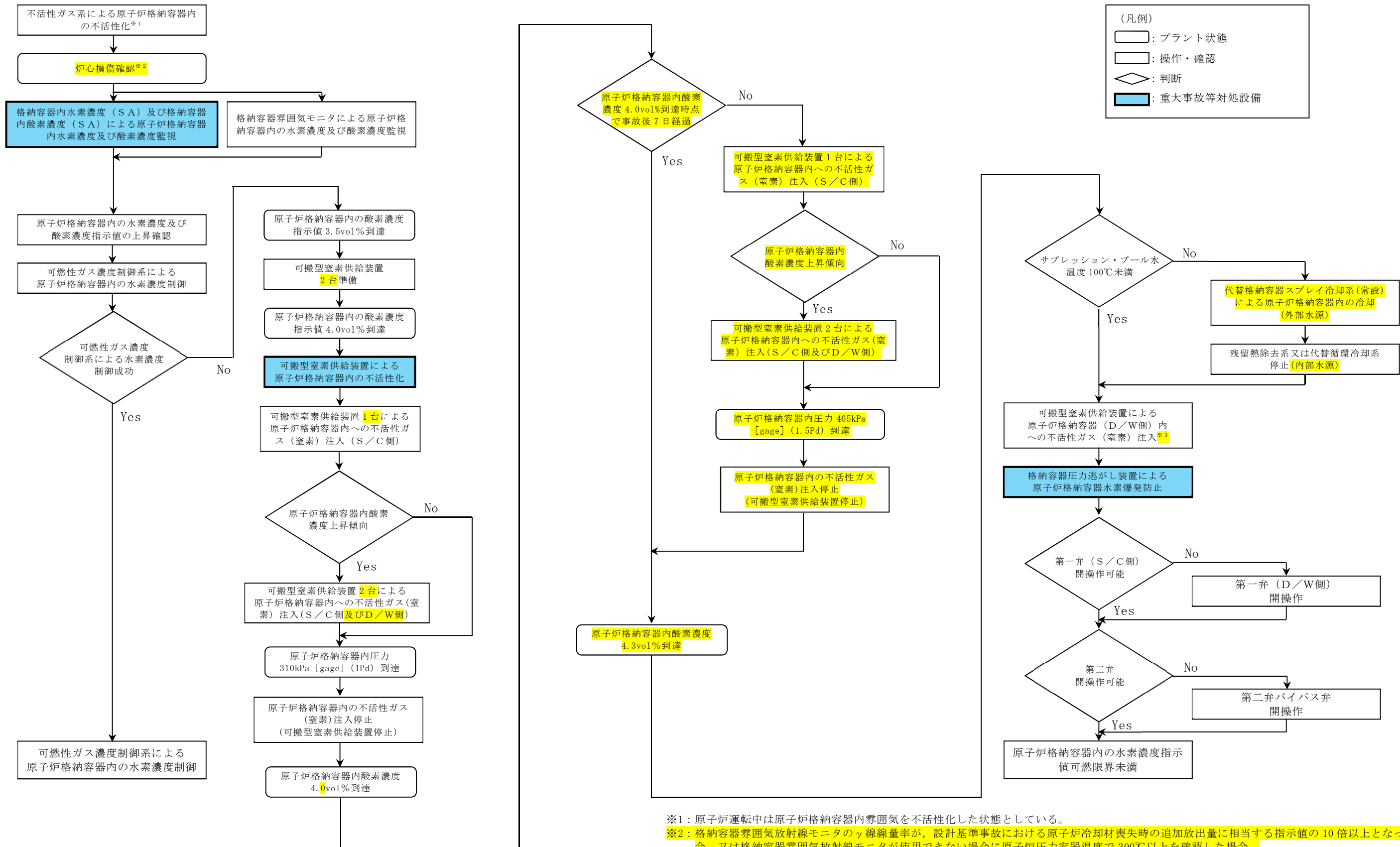
※4: 残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能、可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素・酸素濃度制御機能及び可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器負圧破損防止機能が使用可能と判断した場合で、原子炉格納容器内の圧力が310kPa [gage] (1Pd) 未満、原子炉格納容器内の温度が171℃未満及び原子炉格納容器内水素濃度が可燃限界未満であることを確認した場合。

※5: 代替格納容器スプレー冷却系(常設)による原子炉格納容器内の冷却を行っている場合は停止とする。

※6: 可燃性ガス濃度制御系を起動可能な圧力まで原子炉格納容器圧力を低下させることを目的として、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器除熱及び原子炉格納容器への窒素供給を継続しながら第一弁を再度閉として、格納容器ベント(圧力調整)する。

- (凡例)
- : プラント状態
  - ▭ : 操作・確認
  - ◇ : 判断

第 1.9-12 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/3)



※1: 原子炉運転中は原子炉格納容器内雰囲気を入活性化した状態としている。  
 ※2: 格納容器雰囲気放射線モニタのγ線線量率が、設計基準事故における原子炉冷却材喪失時の追加放出量に相当する指示値の10倍以上となった場合、又は格納容器雰囲気放射線モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。  
 ※3: 格納容器ペント前の窒素注入については、原子炉格納容器内酸素濃度4.3vol%到達前に窒素注入していた可搬型窒素供給装置の台数により、原子炉格納容器へ窒素を注入する。なお、1台により窒素注入をする場合、D/Wに酸素が滞留することを防止するためにD/Wから窒素を注入する。なお、第一弁(D/W側)開による格納容器ペント時は、S/C側から注入する。

第1.9-12図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/3)

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（1/5）

技術的能力審査基準（1.9）	番号	設置許可基準規則（第52条）	技術基準規則（第67条）	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による損傷を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を設けなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備を施設しなければならない。</p>	⑤
<p>【解釈】 1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第52条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	<p>【解釈】 1 第67条に規定する「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—
<p>(1)BWR a)原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>&lt;BWR&gt; a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	<p>&lt;BWR&gt; a)原子炉格納容器内を不活性化すること。</p>	⑥
<p>(2)PWRのうち必要な原子炉 a)水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	—	<p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt; b)水素濃度制御設備を設置すること。</p>	<p>&lt;PWRのうち必要な原子炉&gt; b)水素濃度制御設備を設置すること。</p>	—
<p>(3)BWR及びPWR共通 a)原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	③	<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt; c)水素ガスを原子炉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。</p>	<p>&lt;BWR及びPWR共通&gt; c)水素ガスを原子炉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。</p>	⑦
<p>b)炉心の著しい損傷後、水—ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>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。</p>	<p>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。</p>	⑧
		<p>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設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>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設備からの給電を可能とすること。</p>	⑨

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。



審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
原子炉格納容器内の不活性化	不活性ガス系 <sup>※1</sup>	既設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	原子炉格納容器	既設				
原子炉格納容器内の可搬型窒素供給装置による不活性化	可搬型窒素供給装置	新設	① ② ⑤ ⑥	-	-	-
	不活性ガス系配管・弁	既設				
	原子炉格納容器	既設				
	燃料給油設備	新設				
格納容器圧力逃がし装置内の可搬型窒素供給装置による不活性化	可搬型窒素供給装置	新設	① ⑤ ⑦	-	-	-
	格納容器圧力逃がし装置	新設				
	燃料給油設備	新設				
	-	-				
格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止	格納容器圧力逃がし装置	既設 新設	① ④ ⑤ ⑦	-	-	-
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				
現場操作による遠隔人力操作	遠隔人力操作機構	新設	① ④ ⑤ ⑦	-	-	-
-	-	-	-	-	原子炉格納容器内の可燃性ガス濃度制御系による	可燃性ガス濃度制御系ブロー 可燃性ガス濃度制御系加熱器 可燃性ガス濃度制御系再結合器 可燃性ガス濃度制御系冷却器 非常用交流電源設備 常設代替交流電源設備 可燃性ガス濃度制御系配管・弁 燃料給油設備

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

重大事故等対処設備					自主対策設備	
手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	備考	手段	機器名称
格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視 格納容器内水素濃度(SA)及び格納容器内酸素濃度(SA)による	格納容器内水素濃度(SA)	新設	① ③ ⑤ ⑧ ⑨	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視①	残留熱除去系海水ポンプ
	格納容器内酸素濃度(SA)	新設				残留熱除去系海水ストレーナ
	常設代替交流電源設備	新設				格納容器内水素濃度
	可搬型代替交流電源設備	新設				格納容器内酸素濃度
	燃料給油設備	新設				非常用交流電源設備
	-	-				常設代替交流電源設備
-	-	-	-	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視②	緊急用海水ポンプ
						緊急用海水ストレーナ
						格納容器内水素濃度
						格納容器内酸素濃度
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
-	-	-	-	-	格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視③	可搬型代替注水大型ポンプ
						格納容器内水素濃度
						格納容器内酸素濃度
						非常用交流電源設備
						常設代替交流電源設備
						燃料給油設備
格納容器の破損を防止するための設備への給電 代替電源設備により水素爆発による原子炉	格納容器圧力逃がし装置	既設 新設	① ③ ⑤ ⑨	-	-	-
	格納容器内水素濃度(SA)	新設				
	格納容器内酸素濃度(SA)	新設				
	常設代替交流電源設備	新設				
	可搬型代替交流電源設備	新設				
	常設代替直流電源設備	新設				
	可搬型代替直流電源設備	新設				
	燃料給油設備	新設				

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。不活性ガス系は設計基準対象施設であり，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており，重大事故等時に使用するものではないため，重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p><b>【要求事項】</b>            発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器内における水素による爆発（以下「水素爆発」という。）による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等が適切に整備されているか、又は整備される方針が適切に示されていること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による破損を防止する必要がある場合には、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化に必要な手順等を整備する。また、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p>
<p><b>【解釈】</b>            1 「水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	<p>—</p>
<p>(1) BWR            a) 原子炉格納容器内の不活性化により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>原子炉運転中の原子炉格納容器内を不活性ガス系により原子炉格納容器内雰囲気の不活性化及び炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内を不活性化し、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備する。</p>
<p>(2) PWRのうち必要な原子炉            a) 水素濃度制御設備により、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な手順等を整備すること。</p>	<p>対象外</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

※2：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（5/5）

技術的能力審査基準（1.9）	適合方針
<p>(3) BWR及びPWR共通</p> <p>a) 原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備が、交流又は直流電源が必要な場合は代替電源設備からの給電を可能とすること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生し、全交流動力電源が喪失した場合においても、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するために必要な設備（格納容器圧力逃がし装置、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）へ代替電源設備（常設代替直流電源設備として使用する緊急用125V系蓄電池及び可搬型代替直流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車及び可搬型整流器並びに常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置及び可搬型代替交流電源設備として使用する可搬型代替低圧電源車）により給電する手順を整備する。</p> <p>なお、電源の供給に関する手順については「1.14 電源の確保に関する手順等」にて整備する。</p>
<p>b) 炉心の著しい損傷後、水-ジルコニウム反応及び水の放射線分解による水素及び酸素の水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手順等を整備すること。</p>	<p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内における水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止する手段として、格納容器内水素濃度（SA）及び格納容器内酸素濃度（SA）により水素濃度及び酸素濃度が変動する可能性のある範囲を監視し、格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止を実施するために必要な手順等を整備する。</p>

※1：原子炉運転中は原子炉格納容器内を不活性ガス系により常時不活性化されている。

不活性ガス系は設計基準対象施設であり、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

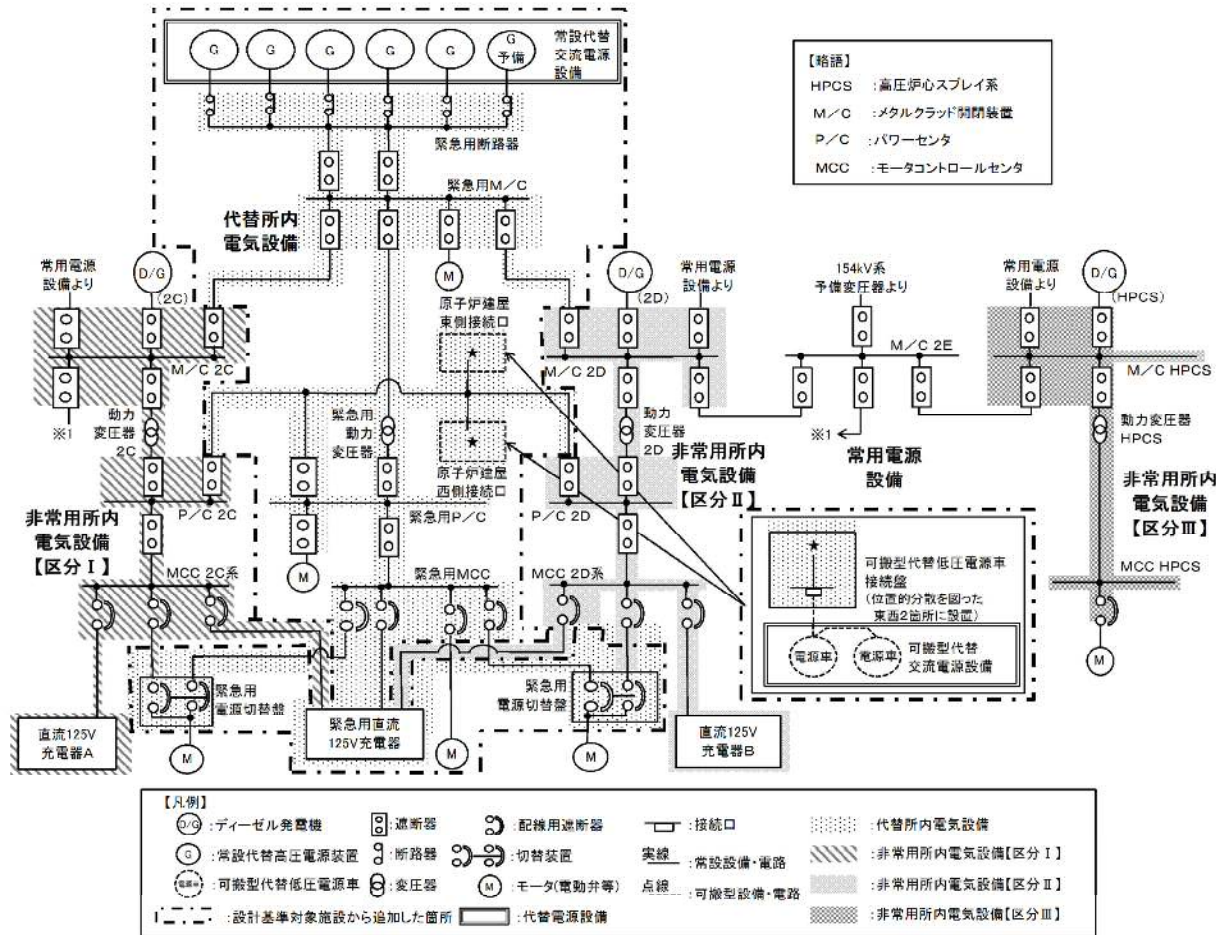
※2：原子炉運転中は格納容器圧力逃がし装置内を不活性化した状態としており、重大事故等時に使用するものではないため、重大事故等対処設備とは位置付けない。

自主対策設備仕様

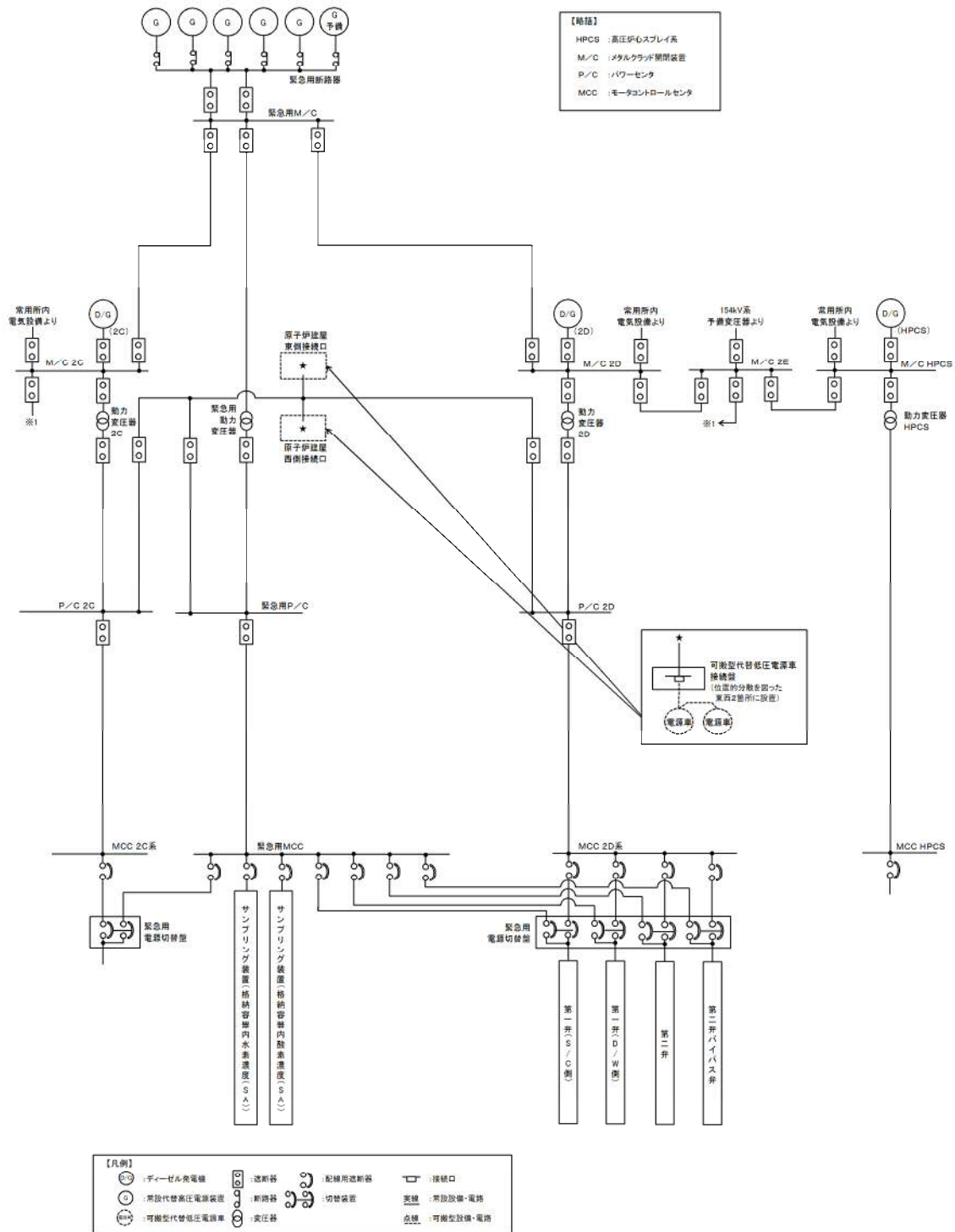
機器名称	常設 ／可搬	耐震性	容量	揚程	個数
可燃性ガス濃度制御系ブロワ	常設	Sクラス	340m <sup>3</sup> [N] /h (1台当たり)	—	2台
可燃性ガス濃度制御系加熱器	常設	Sクラス	100kW (1基当たり)	—	2基
可搬型代替注水大型ポンプ (代替残留熱除去系海水系として使用)	可搬	Sクラス※1	約 1,320m <sup>3</sup> /h (1台当たり)	約 140m	4台

※1：Sクラスの機能維持

機器名称	常設 ／可搬	耐震性	検出方法	計測範囲	個数
格納容器内水素濃度	常設	Sクラス	イオンチェンバ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	2個 (D/W1個, S/C1個)
格納容器内酸素濃度	常設	Sクラス	イオンチェンバ	10 <sup>-2</sup> ～10 <sup>5</sup> Sv/h	2個 (D/W1個, S/C1個)

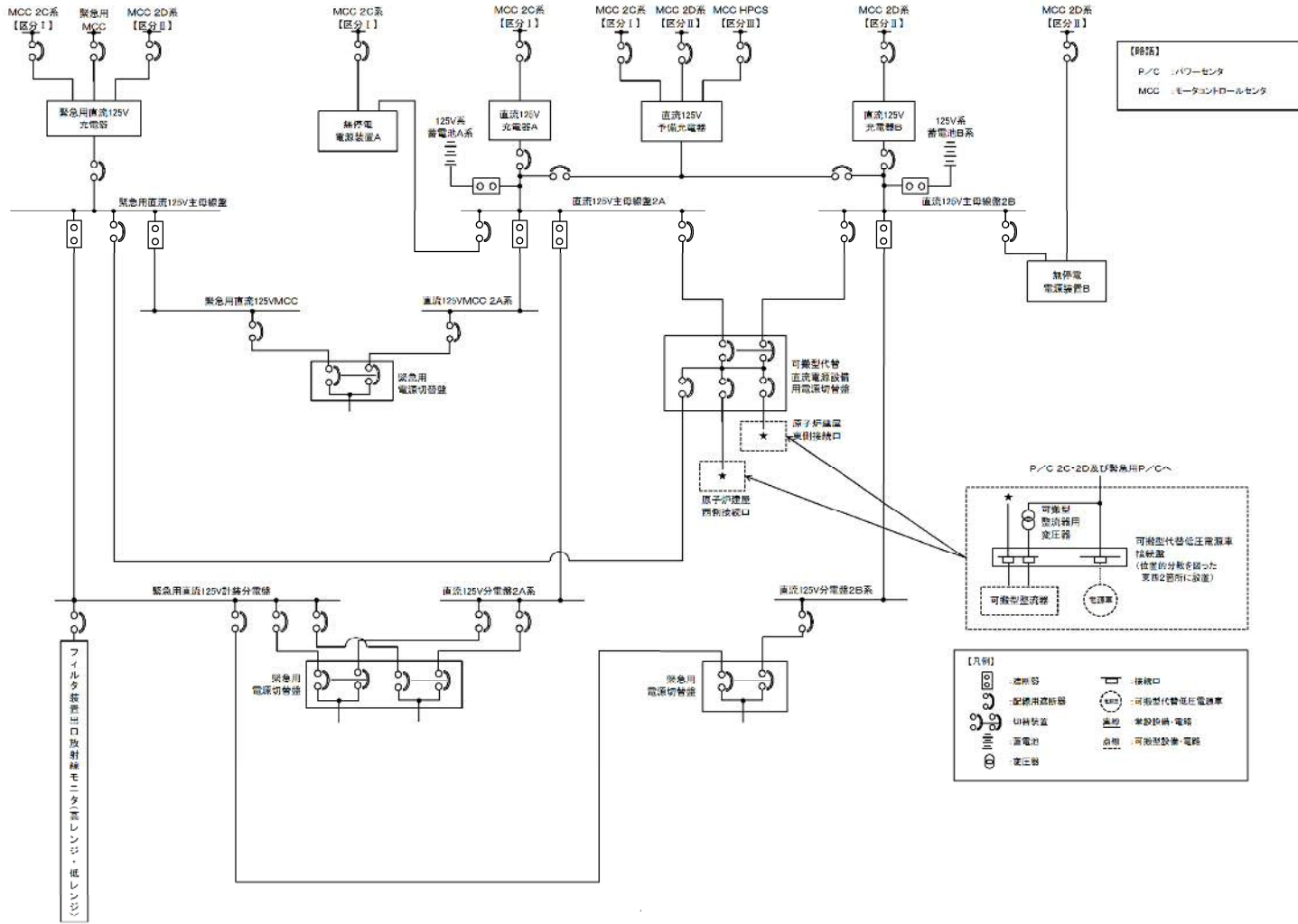


第1図 対応手段として選定した設備の電源構成図 (交流電源)



第2図 対応手段として選定した設備の電源構成図（交流電源）





第3図 対応手段として選定した設備の電源構成図（直流電源）



## 重大事故対策の成立性

## 1. 原子炉格納容器内の不活性化による水素爆発防止

## (1) 可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化

## a. 操作概要

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化が必要な状況で、屋外（原子炉建屋東側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合においては、ホースを格納容器窒素供給ライン東側接続口に接続し、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。屋外（原子炉建屋西側周辺）に可搬型窒素供給装置を配備した場合は、接続口の蓋を開放し、ホースを格納容器窒素供給ライン西側接続口に接続した後、可搬型窒素供給装置により原子炉格納容器内に窒素を供給する。

## b. 作業場所

屋外（原子炉建屋東側周辺，原子炉建屋西側周辺）

## c. 必要要員数及び所要時間

可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化として、最長時間を要する格納容器窒素供給ライン西側接続口を使用した窒素供給に必要な要員数，所要時間は以下のとおり。

必要要員数：6名（重大事故等対応要員6名）

所要時間目安<sup>※1</sup>：135分以内（所要時間目安のうち，現場操作に係る時間は135分以内）

※1：所要時間目安は，模擬により算定した時間

所要時間内訳

【重大事故等対応要員】

- ・準備：30分（放射線防護具着用を含む）
- ・移動：10分（移動経路：南側保管場所から格納容器窒素供給ライン西側接続口）
- ・電源車の系統構成：35分<sup>※2</sup>（対象作業：ケーブル敷設，電源車起動等を含む）
- ・可搬型窒素供給装置の系統構成：85分（対象作業：ホース接続，可搬型窒素供給装置起動等を含む）
- ・窒素供給開始操作：10分

※2：電源車の系統構成は，可搬型窒素供給装置の系統構成と並行して行うため，所要時間目安には含まれない。

#### d. 操作の成立性について

作業環境：車両の作業用照明，ヘッドライト及びLEDライトにより，夜間における作業性を確保している。また，操作は格納容器ベント操作後の汚染を考慮し放射線防護具（全面マスク，個人線量計，綿手袋，ゴム手袋）を着用して作業を行う。

移動経路：車両のヘッドライトの他，ヘッドライト及びLEDライトを携帯しており，夜間においても接近可能である。また，アクセスルート上に支障となる設備はない。

操作性：可搬型窒素供給装置からのホース接続は，専用の結合金具を使用して容易に接続可能である。また，作業エリア周辺には，支障となる設備はなく，十分な作業スペースを確保している。

連絡手段：衛星電話設備（固定型，携帯型），無線連絡設備（固定型，携帯型），電力保安通信用電話設備（固定電話機，PHS 端末），送受話器（ページング）のうち，使用可能な設備により，災害対策本部との連絡が可能である。

## 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損後の注水及び除熱の考え方について

炉心損傷後における重大事故等対処設備による注水や除熱の考え方を以下に示す。

## 1. 期待する重大事故等対処設備について

非常用炉心冷却系等の注水機能が喪失し炉心損傷に至った場合、重大事故等対処設備である低圧代替注水系（常設）、代替格納容器スプレイ冷却系（常設）、格納容器下部注水系（常設）及び代替循環冷却系の機能に期待し、炉心損傷の進展防止及び格納容器破損防止を図る手順としている。これらの系統の主な特徴を第1表に示す。

第1表 注水及び除熱手段の特徴（重大事故等対処設備）

系統	注水先	ポンプ	水源
低圧代替注水系（常設）	原子炉圧力容器	常設低圧代替注水系ポンプ	代替淡水貯槽
代替格納容器スプレイ冷却系（常設）	ドライウエル		
格納容器下部注水系（常設）	ペDESTAL（ドライウエル部）		
代替循環冷却系	原子炉圧力容器	代替循環冷却系ポンプ	サブプレッション・プール
	ドライウエル		
	サブプレッション・プール		

常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統は、補機系を持たない独立した系統であり事故後早期に使用可能であるが、代替淡水貯槽を水源としており格納容器内へ外部から水を持ち込むため、継続して使用するとサブプレッション・プール水位が上昇し、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱の実施時期を早めることとなる\*。

一方、代替循環冷却系は補機系の起動を要するため、常設低圧代替注水系

ポンプを用いた系統に比べて起動に時間を要するが、サプレッション・プールを水源としており外部からの水の持ち込みは生じない。

上記の特徴を踏まえ、事象発生初期の原子炉への注水は常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用することとし、その後、外部からの水の持ち込みを抑制し、サプレッション・プール水位の上昇抑制による格納容器ベントの遅延を図り、可能な限り外部への影響を軽減するため、代替循環冷却系が使用可能となった段階で代替循環冷却系に切り替える手順とする。ただし、代替循環冷却系の運転時において、格納容器圧力・温度の上昇により追加の格納容器の冷却が必要な場合には、一時的に常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統を使用する手順とする。

※：格納容器圧力逃がし装置におけるサプレッション・チェンバ側のベント配管の水没を防止する観点から、サプレッション・プール水位が通常水位+6.5mに到達した時点で、外部水源による水の持ち込みを制限した上で、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱を実施する手順としている。

## 2. 炉心損傷及び原子炉圧力容器破損前後の注水及び除熱の考え方

### (1) 常設低圧代替注水系ポンプを用いた系統

#### a. 炉心損傷後の対応について

炉心損傷を判断した後は、補機系が不要であり短時間で注水が可能な低圧代替注水系（常設）により原子炉へ注水する手順としている。また、原子炉注水ができない場合においても、注水手段の確保に努めることとしている。したがって、炉心損傷前後ともに原子炉注水を実施する対応方針に違いはないが、事象進展の違いによって以下の異なる手順となる。

- ① L O C A 時に炉心が損傷した場合は、ヒートアップした炉心へ原子炉注水を実施することにより、炉内で発生する過熱蒸気がドライウェルに直接放出されドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇する。そこで、格納容器の健全性を確保するために、L O C A の判断（ドライウェル圧力 13.7kPa [gage] 以上）及び炉心損傷の判断（格納容器雰囲気放射線モニタ（D/W）又は（S/C）の指示値が設計基準事故相当のガンマ線線量率の 10 倍以上）により、低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作と代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を同時に実施する。この場合、原子炉注水により過熱蒸気が発生することから、先行して常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施し、その後常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することで、ドライウェルスプレイを実施している状態で原子炉へ注水する手順とする。
- ② L O C A 時に炉心が損傷して原子炉注水が実施できない場合は、いずれは熔融炉心の炉心下部プレナムへの移行に伴う原子炉圧力容器下部プレナム水との接触による発生蒸気がドライウェルに放出され、ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇することを踏まえて、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。ただし、実際の操作としては、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施後に常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）による原子炉注水操作を実施することから、

炉心損傷の判断後にドライウェルスプレイをする手順は①と同様である。

b. 原子炉圧力容器破損前の対応について

③通常運転時からペDESTAL（ドライウェル部）水位を約 1m に維持する構造としているが，炉心損傷判断後は，原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の冷却を考慮し，格納容器下部水位を確実に約 1m 確保するために常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）による格納容器下部水位確保操作を実施する手順とする。

c. 原子炉圧力容器破損後短期の対応について

④原子炉圧力容器破損を検知した後は，溶融炉心とペDESTAL（ドライウェル部）に存在する水との相互作用により，ドライウェル圧力及び雰囲気温度が急上昇するため，原子炉圧力容器破損を判断した場合は，常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を実施する手順とする。

⑤ドライウェルスプレイを開始した後は，ペDESTAL（ドライウェル部）に落下した溶融炉心の冷却維持のため，常設低圧代替注水系ポンプを用いた格納容器下部注水系（常設）によるペDESTAL（ドライウェル部）注水操作を実施する手順とする。

d. 本システムの停止及び一時的な運転について

⑥本システムは外部水源を用いた手段であり，本システムの運転継続によりサブレーション・プール水位が上昇する。そこで，格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作を遅延させる観点から，本システムによる原子炉注水操作や格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を停止し，代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウ

ェルスプレイ)を実施する。

- ⑦ただし、代替循環冷却系による原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施する状態において格納容器圧力及び雰囲気温度が上昇する場合には、常設低圧代替注水系ポンプを用いた代替格納容器スプレイ冷却系（常設）による格納容器冷却操作（ドライウェルスプレイ）を一時的に実施する手順とする。

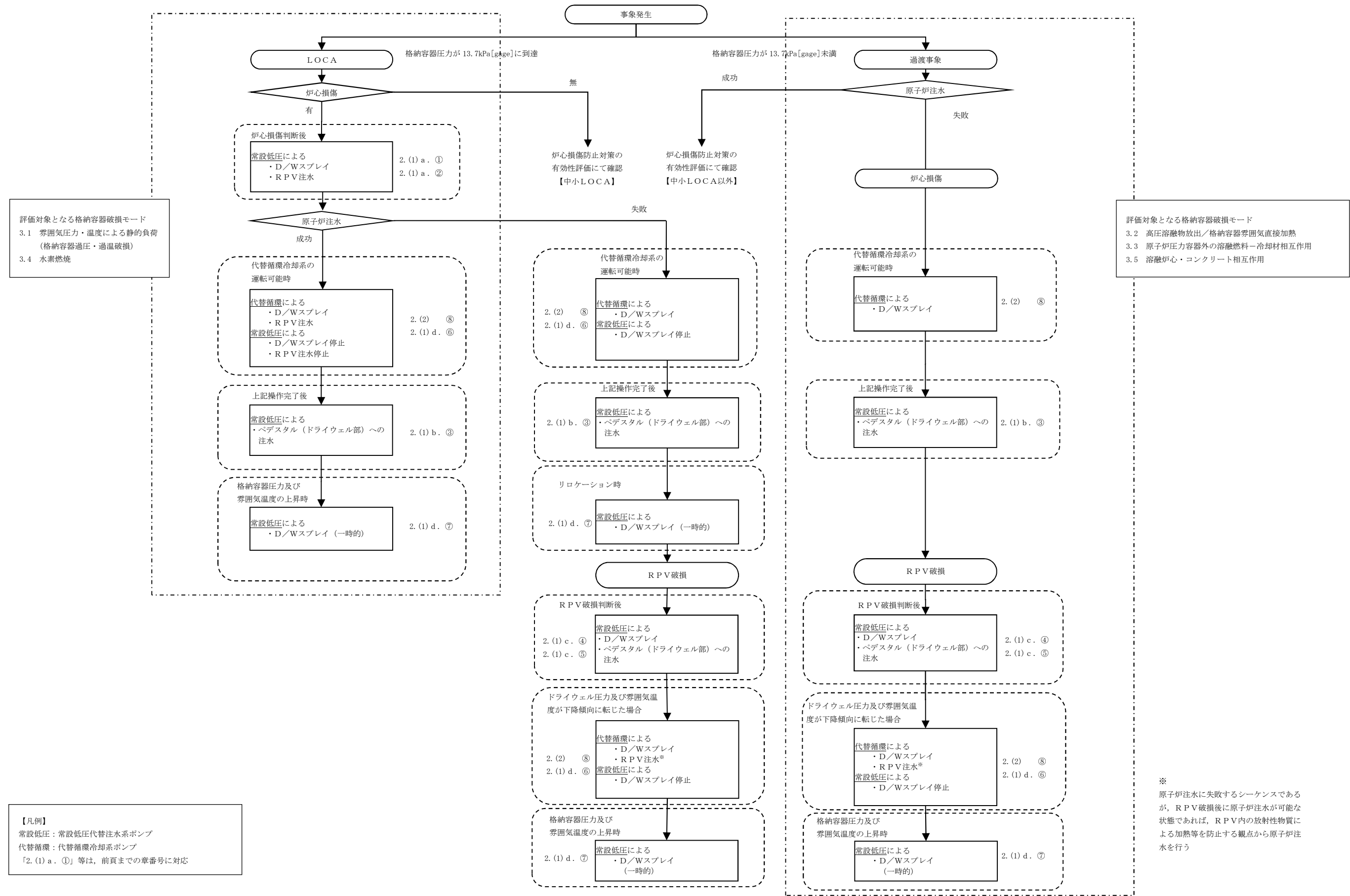
(2) 代替循環冷却系

- ⑧代替循環冷却系は残留熱除去系海水系又は緊急用海水系等の補機系の起動後に期待できる系統であり運転開始までに一定の時間を要するが、内部水源であるため本系統の運転継続によりサプレッション・プール水位は上昇しない。したがって、起動が可能となった時点で本系統を運転開始する手順とし、サプレッション・プール水位の上昇を抑制しつつ、原子炉注水操作や格納容器除熱操作（ドライウェルスプレイ）を実施することで、損傷炉心の冷却や格納容器の冷却及び除熱を実施することとする。

3. 各事象の対応の流れについて

炉心損傷に至る事象としては、起因事象がLOCAの場合と過渡事象の場合で事象進展が異なることが考えられる。また、初期に原子炉注水に成功する場合と成功しない場合においても、事象進展が異なることが考えられる。以上の事象進展の違いを踏まえ、事故対応の流れを第1図に示す。





第1図 事故対応の流れ

#### 4. 長期安定停止に向けた対応について

長期安定停止に向けて格納容器圧力及び温度を低下させることを目的として、残留熱除去系、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施し、格納容器の健全性を維持する。

また、炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施する。

##### (1) 事故後長期にわたる格納容器の健全性について

有効性評価における格納容器温度・圧力の判断基準（評価項目）は200℃、2Pdと設定しており、200℃、2Pdの状態が継続することを考慮した評価が必要な部位はシール部である。このため、シール部については、200℃、2Pdの状態が7日間（168時間）継続した場合でもシール機能に影響がないことを確認することで、限界温度・圧力における格納容器閉じ込め機能の健全性を示している。

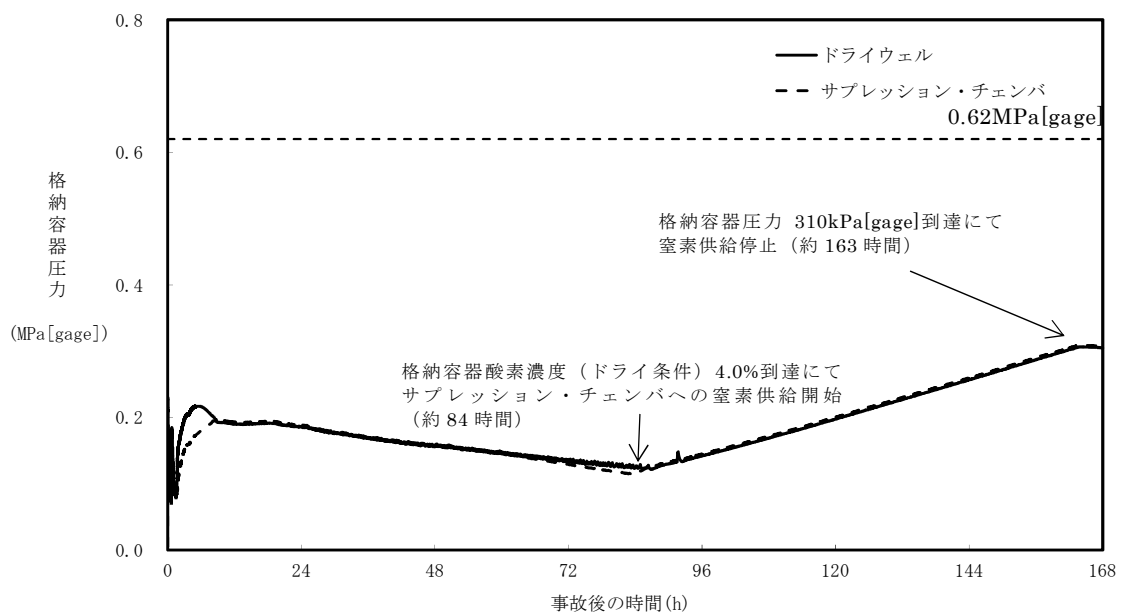
ここでは、200℃、2Pdを適用可能な7日間（168時間）以降においても、有効性評価で得られている厳しい条件を考慮し、格納容器の閉じ込め機能を示す。

また、上記に加えて、7日間（168時間）以降の累積放射線照射量についても、格納容器の閉じ込め機能に影響がないことを確認する。

##### (2) 7日間（168時間）以降の圧力、温度の条件

7日間（168時間）以降において、格納容器圧力が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンス及び「高圧溶融物放出／格

「格納容器雰囲気直接加熱」で想定されるシーケンスである。これらのシーケンスは、格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達した時点で、格納容器内酸素濃度上昇による格納容器ベントを遅延するため、310kPa[gage]までサブプレッション・チェンバへの窒素注入を行う手順としており、第1表で示すとおり、7日間（168時間）以降の格納容器圧力は最大で310kPa[gage]となる。代表的に、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合のシーケンスにおける格納容器圧力の推移を第1図に示す。

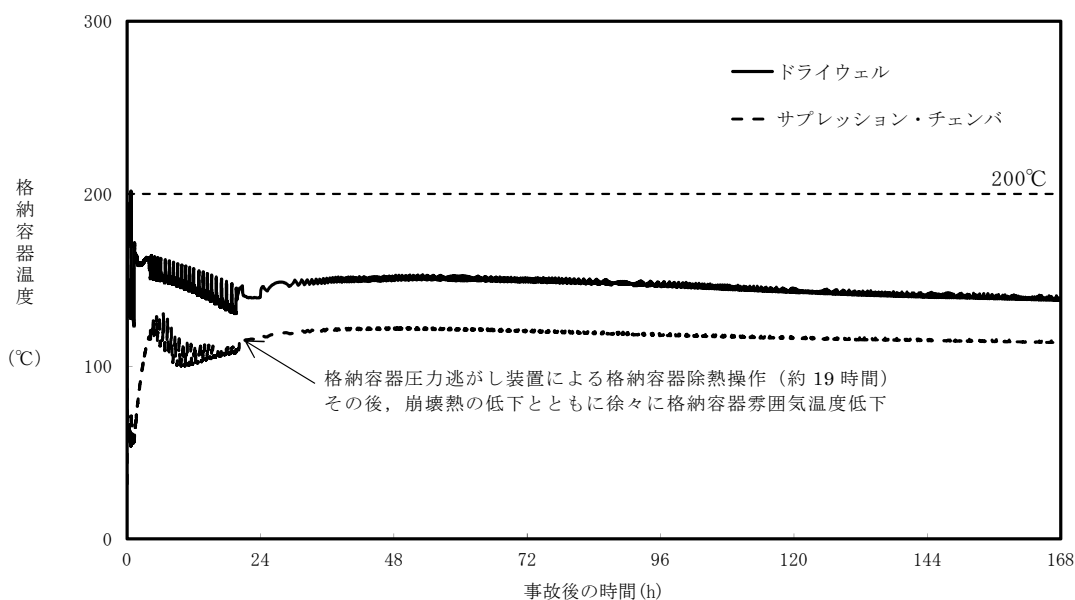


第1図 格納容器圧力（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用する場合）

7日間（168時間）以降の格納容器雰囲気温度が最も高くなるのは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合のシーケンスである。このシーケンスの格納容

器雰囲気温度の推移を第2図に示すが、7日間（168時間）時点で150℃未満であり、その後の格納容器雰囲気温度は崩壊熱の減衰によって低下傾向となるため、第1表で示すとおり7日間（168時間）以降は150℃を下回る。また、格納容器バウンダリにかかる温度（壁面温度※）についても、事象発生後3.9時間後に生じる最高値は157℃であるが、7日間以降は150℃を下回る。

※：評価に用いているMAAPコードは、FP沈着に伴う発熱を考慮したものとなっている。格納容器内のFP挙動については、原子力安全基盤機構（JNES）の「シビアアクシデント時格納容器内多次元熱流動及びFP挙動解析」において、FPのほとんどが原子炉キャビティ内の床や壁表面にとどまり、格納容器全体に飛散することがないことが確認されており、健全性が維持されたシール部等の貫通部への局所的なFP沈着は発生しにくく、MAAPコードによる壁面温度の結果は妥当と考える。



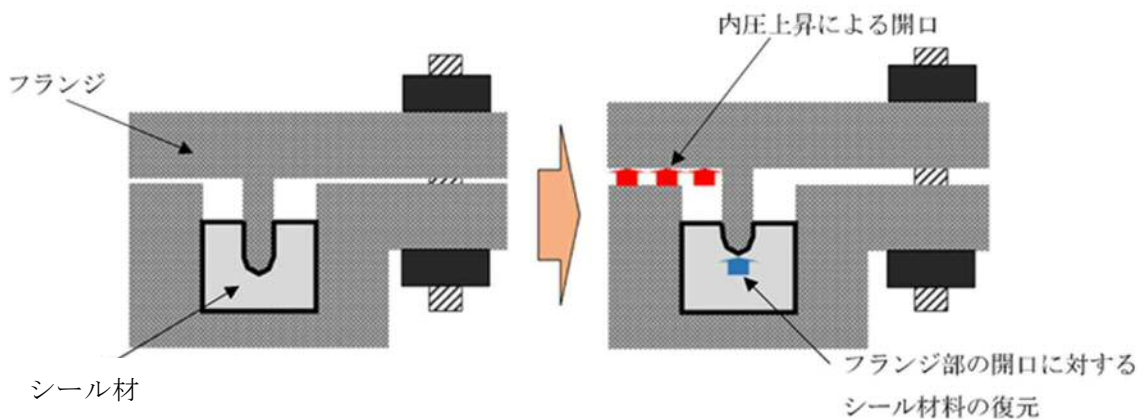
第2図 格納容器雰囲気温度（「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において代替循環冷却系を使用できない場合）

第1表 事故発生後の経過時間と格納容器圧力・温度，累積放射線照射量  
の関係

事故発生後の経過時間	0～168 時間	168 時間以降
格納容器圧力	評価項目として 2Pd(620kPa[gage])を設定	有効性評価シナリオで 最大310kPa[gage]となる (MAAP解析結果)
格納容器温度	評価項目として 200℃を設定	有効性評価シナリオで 150℃を下回る (MAAP解析結果)

(3) 7日間（168時間）以降の格納容器圧力と閉じ込め機能の関係について

時間経過により、格納容器の健全性に影響を及ぼす部位はシール部のシール材である。シール部の機能維持は、第3図の模式図に示すとおり、格納容器内圧力の上昇に伴うフランジ部の過渡的な開口挙動に対し、シール材料の復元量が十分に確保されていることをもって確認している。つまり、格納容器温度によるシール材の熱劣化を考慮しても、圧縮永久ひずみ試験結果によりシール材の復元量が十分であれば、シール部の機能は健全である。長期のケースとして、有効性評価シナリオにおいて168時間時の格納容器圧力が高い代替循環冷却系運転ケースを評価しても、格納容器圧力は約0.31MPaであり開口量は小さい（第2表参照）。なお、復元量の具体的な評価は、格納容器温度に関係することから3.2で示す。



第3図 シール部の機能維持確認の模式図

第2表 格納容器圧力と開口量の関係

フランジ部位	溝	168時間時 1Pd(0.31MPa)	2Pd(0.62MPa)
トップヘッド フランジ	内側		
	外側		
機器搬入用ハッチ	内側		
	外側		
サブプレッション・ チェンバアクセス ハッチ	内側		
	外側		

(4) 7日間（168時間）以降な格納容器温度と閉じ込め機能の関係について

格納容器温度の上昇に伴う，時間経過によるシール材の長期的（格納容器温度が150℃を下回る状況）な影響を調査する。ここでは，トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて，168時間以降の温度・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため，シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第3表に示す。

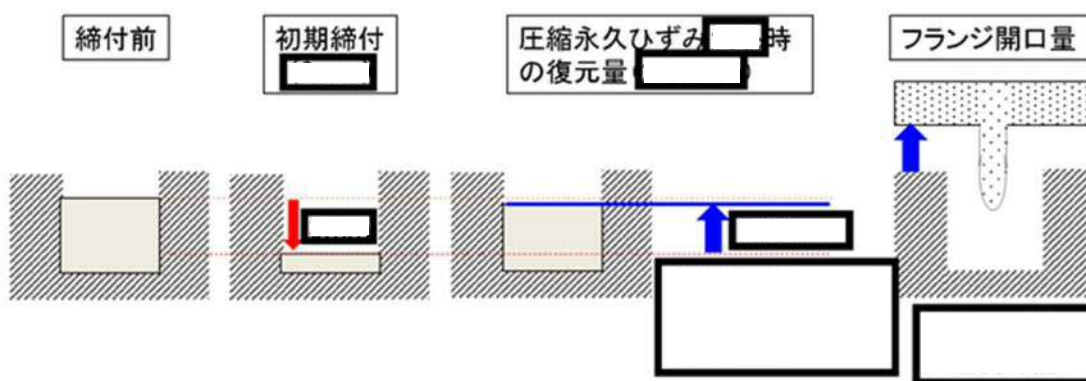
第3表 改良EPDM製シール材の基礎特性データの経時変化

試験時間	0～7日	7日～14日	14日～30日
試験温度	200℃	150℃	150℃
圧縮永久ひずみ率 [%]			
硬さ			
質量変化率[%]			

注記：γ線 1.0MGy 照射済の試験体を用い、飽和蒸気環境下に暴露した後の測定値

第3表に示すように、168時間以降、150℃の環境下においては、改良EPDM製シール材の基礎特性データにはほとんど変化はなく、経時劣化の兆候は見られない。したがって、重大事故後168時間以降における格納容器の温度を150℃と設定した場合でも、シール部の機能は十分維持される。なお、EPDM材は一般特性としての耐温度性は150℃であり、第3表の結果は改良EPDM製シール材が200℃条件を7日間経験しても、一般特性としての耐熱温度まで低下すれば、それ以降は有意な劣化傾向は見られないことを示していると考えられる。また、第3表の結果から圧縮永久ひずみ  時の改良EPDM製シール材復元量とフランジ開口量のイメージを第4図に示しており、第2表で示す168時間以降の格納容器圧力に対しても十分追従可能な復元量を維持していることも確認できる。





第4図 圧縮永久ひずみ [ ] 時のシール材復元量とフランジ開口量

(5) 7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能について

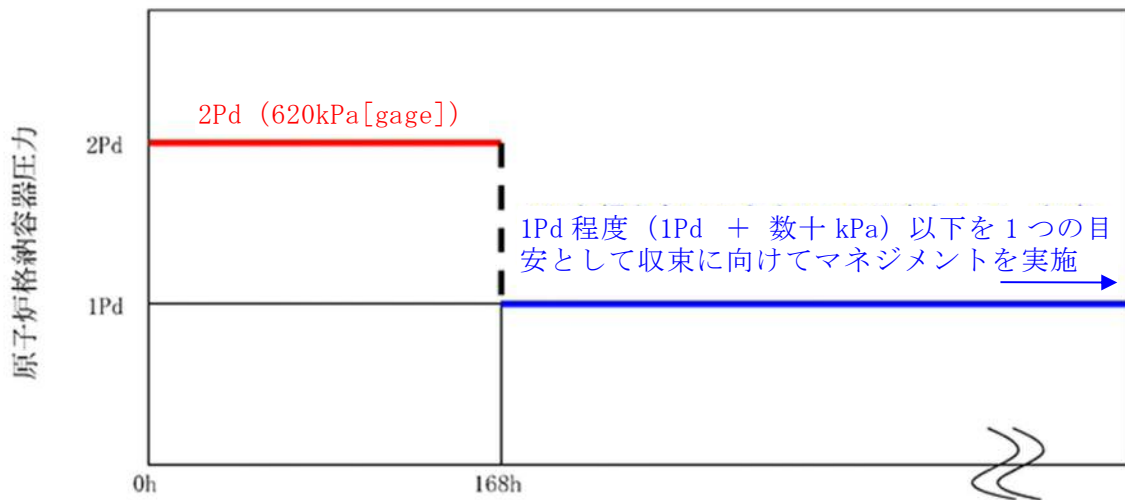
(2)で示したように有効性評価結果からも、7日間（168時間）以降は格納容器温度が改良EPDM製シール材の一般特性としての耐熱温度である150°Cを下回ることが判っている。また、格納容器圧力についてもベント操作の有無に関わらず圧力は低下しており、開口量は2Pd時と比較しても小さいことが確認できている。なお、代替循環冷却系を使用するシーケンスの場合、中長期的には、水の放射線分解によって生じる水素と酸素が格納容器圧力の上昇に寄与するが、酸素濃度がドライ条件で4.3vol%に到達した場合にはベントを実施することとしていることから、格納容器圧力は1Pdから数十kPaまでの上昇にとどまる。

よって、格納容器温度・圧力が評価項目（200°C・2Pd）にて7日間経験してもシール材が問題ないことを確認することで、長期の格納容器閉じ込め機能を確保できる。

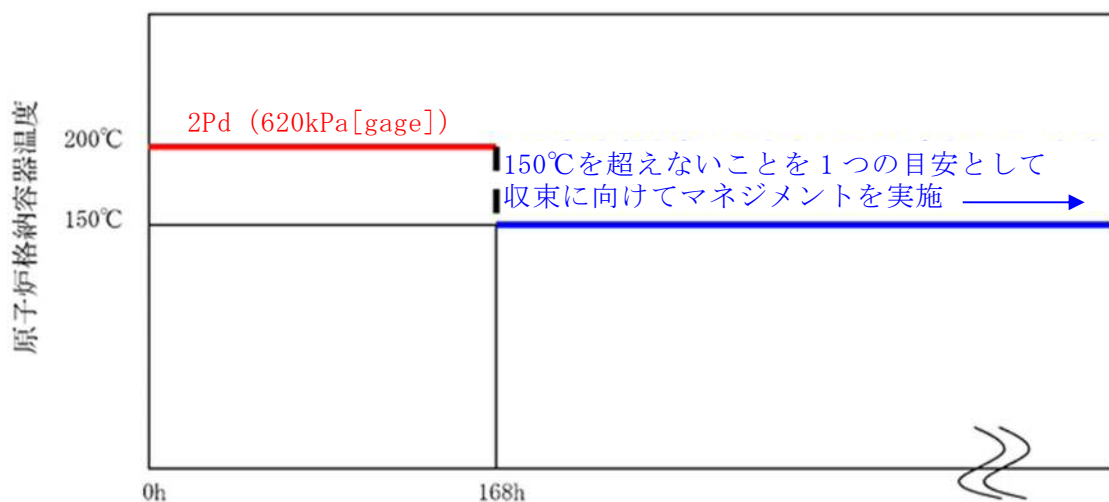
7日間（168時間）以降の格納容器の閉じ込め機能については、格納容器圧力・温度は低下していること、及び代替循環冷却系を使用するシーケンスにおける中長期的な水の放射線分解に伴う水素と酸素の発生も大

きくないことから、最初の7日間（168時間）に対して200℃・2Pdを超えないよう管理することで、長期的な格納容器閉じ込め機能は維持される。ただし、事故環境が継続することにより、熱劣化等の閉じ込め機能低下要因が存在することも踏まえ、長期的なプラントマネジメントの目安として、7日間（168時間）以降の領域においては、格納容器温度が150℃を超えない範囲で、また、格納容器圧力は1Pd程度（1Pd+数十kPa<sup>\*</sup>）以下でプラント状態を運用する。

※：酸素濃度をドライ換算で4.3vol%以下とする運用の範囲



第5図 格納容器圧力の168時間以降の考え方



第6図 格納容器温度の168時間以降の考え方

(6) 7日間（168時間）以降な放射線照射量と閉じ込め機能の関係について

時間経過によるシール材の長期的な影響を調査する。ここでは、トップヘッドフランジや機器搬入用ハッチ等に使用されている改良EPDM製シール材を用いて、168時間以降の累積放射線照射量・時間とシール材料の劣化挙動を確認するため、シール材の基礎特性試験を実施した。試験結果を第4表に示す。累積放射線照射量による影響は、試験結果より、有意な変化がないことから、7日間以降のシール機能は、維持できる。

第4表 改良EPDM製シール材の累積放射線照射量とひずみ率の関係

累積放射線照射量	ひずみ率

試験条件

雰囲気：蒸気環境

温度・劣化時間：200℃・168時間＋150℃・168時間

(7) 格納容器内の酸素濃度上昇抑制のための対応

炉心損傷後は水の放射線分解により格納容器内で酸素が発生するため、水素燃焼を防止する観点から、酸素濃度4.3vol%（ドライ条件）到達で格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作（以下「格納容器ベント」という。）を実施することで、可燃性ガスを排出する手順としている。一方で、環境への影響を考慮すると、格納容器ベントを可能な限り遅延する必要があるため、格納容器ベントの実施基準である酸素濃度4.3vol%の到達時間を遅らせる目的から、可搬型窒素供給装置による格納容器内への窒素供給（以下「窒素供給」という。）を実施することになっている。ここでは、有効性評価の事象進展を参照し、窒素供給操作及び格納容器ベントに係る判断基準の妥当性について示す。

a. 窒素供給操作の判断基準と作業時間について

窒素供給操作に係る判断基準は以下のとおり設定している。

- (a) 可搬窒素供給装置の起動準備操作の開始基準：酸素濃度 3.5vol%
- (b) 窒素供給操作の開始基準：酸素濃度 4.0vol%

有効性評価「3.4 水素燃焼」において、水の放射線分解における水素及び酸素のG値を設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能を評価する際に用いている値により感度解析を実施しており、水素及び酸素濃度の上昇が早い感度解析においても、第5表のとおり、可搬型窒素供給装置の起動準備時間が6時間確保できるため、起動準備時間の115分（約2時間）に対して十分余裕があることが確認できる。

第5表 設計基準事故のG値を用いた場合の評価結果

酸素濃度	到達時間	窒素供給準備の余裕時間
3.5vol%	約15時間	約6時間
4.0vol%	約21時間	

b. 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

窒素供給操作及び格納容器ベント操作に係る実施基準，実施基準の設定根拠を第6表に示す。操作時間や水素濃度及び酸素濃度監視設備の計装誤差（約0.6vol%）を考慮しても，可燃限界領域（酸素濃度5.0vol%以上）に到達することなく，窒素供給操作及び格納容器ベント操作が実施可能である。

第6表 窒素供給操作及び格納容器除熱操作の実施基準について

操作	実施基準 ：計装の読み取り値	実施基準の設定根拠
可搬型窒素供給装置の起動準備の開始基準	酸素濃度3.5vol% (2.9vol%～ 4.1vol%)※	可搬型窒素供給装置の起動準備時間を考慮して設定
窒素供給開始基準	酸素濃度4.0vol% (3.4vol%～ 4.6vol%)※	格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱操作の開始基準の到達前を設定
格納容器ベント開始基準	酸素濃度4.3vol% (3.7vol%～ 4.9vol%)※	計装誤差を踏まえても可燃限界領域到達前に格納容器ベントが可能な基準を設定

※括弧内は，計装の読み取り値に対して計装誤差を考慮した範囲であり，実機の酸素濃度として想定される範囲

## 手順のリンク先について

水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等について、手順のリンク先を以下に取りまとめる。

1. 1.9.2.2 代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電手順

- ・代替電源設備により給電する手順

<リンク先> 1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

2. 1.9.2.3 その他の手順項目について考慮する手順

- ・残留熱除去系海水系，緊急用海水系及び代替残留熱除去系海水系による冷却水確保の手順

<リンク先> 1.5.2.1(1) 残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) a. 緊急用海水系による冷却水（海水）の確保

1.5.2.3(1) b. 代替残留熱除去系海水系による冷却水（海水）の確保

- ・可燃性ガス濃度制御系ブロワ，可燃性ガス濃度制御系加熱器，電動弁及び監視計器への電源供給の手順

<リンク先> 1.14.2.1(1) 非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) a. 常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.2(1) b. 可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.3(1) b. 可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) a. 常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(1) b. 可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) a. 常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

1.14.2.4(2) b. 可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電

- ・窒素供給装置用電源車，常設代替交流電源設備として使用する常設代替高圧電源装置，可搬型代替交流電源設備及び可搬型代替直流電源設備と

して使用する可搬型代替低圧電源車，非常用交流電源設備及び可搬型代替注水大型ポンプへの燃料給油手順

<リンク先> 1.14.2.5(1) a. 可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油

1.14.2.5(1) b. 軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油

1.14.2.5(1) c. 軽油貯蔵タンクから2C・2D非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油

・操作の判断，確認に係る計装設備に関する手順

<リンク先> 1.15.2.1 監視機能喪失時の手順

1.15.2.2 計測に必要な計器電源が喪失した場合の手順