

# 施設定期評価報告書 (STACY施設)

## 第3回

### (その1 高経年化に関する評価)

令和5年7月

原子力科学研究所  
臨界ホット試験技術部  
工務技術部  
放射線管理部

## 目 次

1. STACYの概要	1
1.1 原子炉設置変更許可の経緯	1
1.2 原子炉施設の概要	3
1.3 STACYの運転実績	26
2. 高経年化に関する評価	30
2.1 保全活動の実績評価	31
2.2 設備機器の経年変化に関する評価	46
3. 今後の高経年化対策	48
3.1 保全活動及び経年変化に関する評価結果	48
3.2 長期施設管理方針	48
4. まとめ	49
5. 参考文献	50

## 1. STACYの概要

### 1.1 原子炉設置変更許可の経緯

STACY（定常臨界実験装置）施設（以下「STACY」という。）は、ウラン硝酸水溶液燃料及びウラン棒状燃料を用いて臨界及び未臨界データの取得を行い、核燃料サイクル施設の臨界安全データベースの拡充を図ることを目的とする臨界実験装置であり、1995年2月23日に初臨界に達した。STACYの設置は、1988年10月7日に許可され、その後、1995年11月29日及び1999年3月30日に溶液燃料貯蔵設備の貯蔵能力等の変更、2008年2月14日にウラン酸化物燃料貯蔵設備の設置、2009年3月11日にVHTRCから引き渡された使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設置に係る設置変更許可を受けている。

2011年2月10日には、従来の溶液燃料を使用する原子炉から、固体燃料を使用する軽水減速非均質熱中性子炉へ更新するための設置変更許可申請を行った。また、2013年12月18日に施行された試験研究用原子炉施設の規制に関する法令改正への適合性評価を行い、2015年3月31日に原子炉設置変更許可申請の一部補正を行った。その後、延べ7回の一部補正を行い、2018年1月31日付けで許可を取得した。更新後のSTACYは2024年度に運転を開始する計画である。

STACYの設置変更許可の経緯を第1.1-1表に示す。

第1.1-1表 STACYの設置変更許可の経緯

許可年月日	許可番号	備考
1988年10月7日	63安(原規)第409号	新設
1995年11月29日	7安(原規)第353号	溶液燃料貯蔵設備(TRACEY施設と共用)の貯蔵能力の変更
1999年3月30日	11安(原規)第52号	溶液燃料貯蔵設備(TRACEY施設と共用)の貯蔵能力の変更
2008年2月14日	19諸文科科第3150号	ウラン酸化物燃料貯蔵設備の設置
2009年3月11日	20諸文科科第2058号	VHTRC施設から引き渡された使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備の設置
2018年1月31日	原規規発第18013110号	炉型の変更(熱中性子炉用臨界実験装置)、新規制基準への適合等のための変更
2020年4月22日	—	保安のための業務に係る品質管理に必要な体制の整備に関する書類届出
2020年8月21日	原規規発第2008214号	TCA施設から引き渡された使用済棒状燃料貯蔵設備の設置
2022年8月29日	原規規発第2208291号	プロセス冷却設備に係る記載の適正化

## 1.2 原子炉施設の概要

### 1.2.1 建家

建家は、燃料サイクル安全工学研究施設（以下「NUCEF」という。）の実験棟A及び実験棟Bである。NUCEFの建家配置図を第1.2-1図に示す。実験棟A、実験棟Bともに地上3階、地下1階の鉄筋コンクリート造りである。

実験棟Aは、平面約42m×約54mで、STACYの原子炉本体を設置する炉室（S）のほか、核燃料物質貯蔵設備、気体廃棄物廃棄設備等が設置されている。実験棟Bは、平面約50m×約44mで、分析設備、固体廃棄物廃棄施設、液体廃棄物廃棄施設等が設置されている。

### 1.2.2 原子炉本体

STACYの原子炉本体は、炉心タンク、燃料体等から構成する。

炉心タンクは炉室（S）の実験装置架台上に設置し、上部には安全板、最大給水制限スイッチ及び給水停止スイッチを取り付け、下部には給排水系を接続し、内部には格子板フレームを設置する。燃料体は、棒状燃料を用い、格子板フレームに取り付けた格子板に配列する。

STACYの反応度制御は、減速材及び反射材の給排水によって炉心タンク内の水位を制御することにより行う。スクラム時には、安全板の落下及び急速排水弁の開による減速材及び反射材の排水を行う。

第1.2-2図に装置概要を示す。また、第1.2-1表にSTACYの主要な仕様を示す。

#### (1) 原子炉容器

炉心タンクは、内径約180cmの縦型円筒形で、内部構造物として格子板フレームを設置する。格子板フレームは上中下3段からなり、各段に格子板を取り付け、炉心タンクに支持固定する。格子板と格子板フレームは実験計画に応じて異なるものを製作し、交換して使用する。燃料体である棒状燃料は格子板に配列する。

#### (2) 燃料体

棒状燃料は、 $^{235}\text{U}$ 濃縮度10wt%以下のウラン棒状燃料を使用する。

##### a. ウラン棒状燃料

##### (i) 二酸化ウランペレット

$^{235}\text{U}$ 濃縮度	10 wt%以下
ペレット直径	約8 mm
燃料有効長	約145 cm 又は 約70 cm
ペレット密度	約95%T.D.

##### (ii) 被覆管

材 料	ジルコニウム合金、アルミニウム合金 又はステンレス鋼
外 径	約9.5 mm

##### b. 中性子毒物添加棒状燃料

実験計画に応じて、ペレットに中性子毒物を添加した棒状燃料を用いる。

(i) 二酸化ウランペレット

$^{235}\text{U}$ 濃縮度 10wt%以下

ペレット直径 約8 mm

中性子毒物 ガドリニウム、エルビウム、サマリウム等

燃料有効長 約145 cm 又は 約70 cm

(ii) 被覆管

材 料 ジルコニウム合金、アルミニウム合金  
又はステンレス鋼

外 径 約9.5 mm

c. 挿入量

(i) 最大挿入量 720 kgU

(ii) 挿入本数 50本以上 900本以下

### 1.2.3 計測制御系統施設

STACYの計測制御系統施設は、核計装設備、プロセス計装設備、反応度制御回路、安全保護回路及び制御室等で構成される。

#### (1) 核計装設備

核計装設備は、STACYの運転停止状態から最大熱出力までの中性子束を連続して計測し、運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るための設備であり、起動系2系統、運転系線型出力系2系統、運転系対数出力系2系統及び安全出力系2系統から構成されている。第1.2-3図にSTACY核計装設備の系統説明図を示す。これらの組み合わせにより、通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時における中性子束の変動範囲を連続的に計測及び監視して、記録、警報及びインターロック信号を発生させる。

#### (2) プロセス計装設備

プロセス計装設備は、STACY内の各種プロセス量を測定し、STACYの運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るため、次に示す安全保護系のプロセス計装設備及び計測制御系のプロセス計装設備で構成する。第1.2-4図にSTACY主要プロセス計装設備の系統説明図を示す。

(i) 安全保護系のプロセス計装設備

最大給水制限スイッチ

(ii) 計測制御系のプロセス計装設備

給水停止スイッチ

排水開始スイッチ

サーボ型水位計

高速流量計及び低速流量計

炉心温度計

ダンプ槽温度計

ダンプ槽電導度計  
放射線量率計

### (3) 反応度制御回路

STACYの反応度制御は、炉下室（S）に設置してあるダンプ槽から炉心タンクへ軽水を給水し、炉心タンクの水位を制御することにより行う。緊急時には、安全板の挿入及び急速排水弁開による軽水の排水により原子炉を停止する。

反応度制御回路は、炉心タンク内に給水した軽水の水位、温度等の変化等によって生じる反応度変化を調整し、所要の運転状態に維持し得るよう、給水ポンプ、給水吐出弁、通常排水弁、急速排水弁、給水停止スイッチ等のそれぞれの制御回路及びインターロックで構成する。第 1.2-5 図に STACY 反応度制御回路の系統説明図を示す。

反応度制御回路には、反応度制御に関する必要なパラメータが設定値を超えた場合に安全側に作動するよう、また、運転員の誤操作あるいは機器の誤動作によって STACY の安全性が損なわれないように、起動インターロック及び運転制御用インターロックが設けられている。運転制御用インターロックには、反応度添加停止インターロック及び排水開始インターロックがあり、運転の段階に応じて作動する。なお、安全板停止余裕の測定等の特殊運転を行う場合は、これらのインターロックをバイパスすることができる。

### (4) 安全保護回路

安全保護回路は、安全保護系の核計装設備、安全保護系のプロセス計装設備等から信号を受け、スクラム信号を発することにより、原子炉停止系を作動させ、安全板の落下及び炉心タンクの軽水の排水により STACY を停止させる。第 1.2-6 図に STACY 安全保護回路の系統説明図を示す。

また、回路は各チャンネルの単一故障が発生しても安全保護機能を喪失しないよう 1 out of 2 の 2 チャンネル構成とし、電源供給も含めて電氣的にも機械的にもチャンネル相互を分離している。

### (5) 制御室等

STACY の運転及び STACY の安全上重要なパラメータの監視、操作に必要な監視操作設備は、集中化し制御室に設置する。また、制御室外から STACY の起動を阻止又は停止させることができる安全スイッチを設ける。

## 1.2.4 核燃料物質貯蔵施設

### (1) 核燃料物質貯蔵設備

核燃料物質貯蔵設備は、STACY で使用する棒状燃料及び溶液系 STACY で使用した溶液燃料の貯蔵等を安全かつ確実に行うものである。STACY においては、溶液燃料の調製に係る取扱いは行わず、溶液燃料の貯蔵等を行う。また、核燃料物質貯蔵設備は、溶液系 STACY で使用する計

画であったウラン・プルトニウム混合酸化物の粉末状の燃料及びウラン酸化物のペレット状の燃料、VHTRC施設から引き渡されたコンパクト型及びディスク型ウラン黒鉛混合燃料、並びにTCA施設から引き渡された使用済棒状燃料の貯蔵等も安全かつ確実にを行うものである。

核燃料物質貯蔵設備は、原子炉運転に供する燃料の貯蔵設備として棒状燃料貯蔵設備、棒状燃料貯蔵設備Ⅱ、貯蔵管理のみを行う燃料の貯蔵設備として溶液燃料貯蔵設備、粉末燃料貯蔵設備、ウラン酸化物燃料貯蔵設備、使用済ウラン黒鉛混合燃料貯蔵設備及び使用済棒状燃料貯蔵設備で構成する。

#### 1.2.5 放射性廃棄物の廃棄施設

放射性廃棄物廃棄施設は、STACYで発生する放射性廃棄物を処理する施設である。

##### (1) 気体廃棄物の廃棄施設

気体廃棄物の主な発生源は、核燃料物質貯蔵設備のU溶液貯槽等及び液体廃棄物廃棄設備である。

気体廃棄物の廃棄施設は、核燃料物質貯蔵設備等の槽ベントガスを排気する槽ベント設備B（NO<sub>x</sub>洗浄塔、オフガス洗浄塔、ブロウ、グローブボックス、配管等）、液体廃棄物廃棄設備の槽ベントガスをろ過して排気する槽ベント設備D（フィルタ、ブロウ、配管等）、溶液系STACYからの排気をろ過する気体廃棄物処理設備（フィルタ（Ⅰ）、フィルタ（Ⅱ）、ブロウ、フード、配管等）、並びに排気筒で構成され、排気は放射性物質の濃度を監視しながら排気筒から放出する。

第1.2-7図に気体廃棄物廃棄施設系統説明図を示す。

##### (2) 液体廃棄物の廃棄設備

液体廃棄物の廃棄設備は、 $\beta$ ・ $\gamma$ 廃液系設備から構成する。STACYで発生する液体廃棄物は、放射性物質の濃度、性状等に応じ、貯蔵、排水溝へ排水、又は原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して処理する。

放射性液体廃棄物の廃棄設備は、漏えいを防止し、及び区域外への管理されない放出を防止できるように設計する。

$\beta$ ・ $\gamma$ 廃液系設備としては、中レベル廃液貯槽が2基、低レベル廃液貯槽が2基、極低レベル廃液貯槽が2基、及び有機廃液貯槽（B）が1基設置されている。各貯槽はステンレス鋼製であるが、配管等については、中レベル及び有機廃液配管がステンレス鋼管、低レベル及び極低レベル配管はライニング鋼管である。第1.2-8図に液体廃棄物廃棄設備系統説明図を示す。

##### (3) 固体廃棄物の廃棄設備

固体廃棄物の廃棄設備は、固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）及び $\beta$ ・ $\gamma$ 固体廃棄物保管室等から構成する。

$\alpha$ 固体廃棄物は、廃棄物容器に封缶等の処理を行った後、保管廃棄施設である固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）に保管後、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して保管廃棄する。また、 $\beta$ ・ $\gamma$ 固体廃棄物は、所定の容器に



収納し、保管廃棄施設である固体廃棄物保管室（Ⅰ）、（Ⅱ）又は $\beta$ ・ $\gamma$ 固体廃棄物保管室に保管後、原子力科学研究所の放射性廃棄物処理場に運搬して処理又は保管廃棄する。第 1.2-9 図に固体廃棄物廃棄設備系統説明図を示す。

#### 1.2.6 換気空調設備

換気空調設備は、炉室（S）換気空調設備及び共用換気空調設備から構成する。炉室（S）換気空調設備は、炉室（S）給気系、炉室（S）第1排気系及び第2排気系から構成され、炉室（S）、炉下室（S）を負圧に維持している。共用換気空調設備は実験棟A第1～4給気系、実験棟B第1～4給気系、実験棟A建家第1～3排気系、実験棟Aグローブボックス第2排気系、実験棟Aフード排気系、実験棟B建家第1、3、4排気系、実験棟Bグローブボックス第1、2排気系及び実験棟Bフード第1、2排気系から構成され、実験室等及びグローブボックスの負圧を維持している。

各系統より排出された空気は、排気機械室（A）及び排気機械室（B）に設置された排気フィルタユニットによって浄化された後、高さ 50m の排気筒から放射性物質濃度を監視しつつ放出される。第 1.2-10 図に炉室（S）換気空調設備及び炉室（T）換気空調設備系統説明図、第 1.2-11 図に共用換気空調設備系統説明図を示す。

#### 1.2.7 圧縮空気設備

圧縮空気設備は、核燃料物質貯蔵設備のU溶液貯槽等の溶液攪拌を行うため、また、各設備の計測制御機器、エアラインスーツ等に圧縮空気を供給するためのものであり、常用空気圧縮機、非常用空気圧縮機、アフタークーラ、空気槽、フィルタ、除湿機等で構成する。第 1.2-12 図に圧縮空気設備系統説明図を示す。

#### 1.2.8 電源設備

電源設備は、商用電源設備及び非常用電源設備で構成される。商用電源は、原子力科学研究所中央変電所から商用3相6.6kV、1回線で受電する。給電系統は、保護継電器等を適切に配置し、これらの保護協調を取ることで、いずれかの給電系統の故障の影響が他の系統へ及ぶことを防止している。

非常用電源設備は、独立2系統とし、各々、1000kVAのガスタービン発電機及び無停電電源装置から構成され、商用電源喪失によりSTACYが停止した場合でも、STACYの安全性の維持及び監視に必要な設備に電力を供給する。第 1.2-13 図に電源設備系統説明図を示す。

#### 1.2.9 分析設備

分析設備は、運転管理、臨界実験の解析等に必要なた料分析を行うためのものであり、分析機器、グローブボックス等で構成する。

分析機器は、分析試料の分取、希釈、焼付等の前処理及びウラン濃度、プルトニウム濃度、同位体組成等の分析を行うもので、必要な部分はグローブボックス内に設置する。

#### 1.2.10 プロセス冷却設備

プロセス冷却設備は、各設備の冷却器等に、冷却水を閉ループで供給するためのものであり、熱交換器、ポンプ等で構成する。第 1.2-14 図にプロセス冷却設備系統説明図を示す。

#### 1.2.11 真空設備

真空設備は、核燃料物質貯蔵設備における溶液燃料のサンプリング及び液移送に使用する真空を確保するためのものであり、真空ポンプ、ベントコンデンサ、気液分離槽、バッファ槽、封液槽等で構成する。第 1.2-15 図に真空設備系統説明図を示す。

#### 1.2.12 燃取補助設備

燃取補助設備は、S T A C Y 内の硝酸及び水を回収するためのものであり、蒸発缶給液槽、蒸発缶、精留塔、回収酸槽、回収水槽等で構成する。

#### 1.2.13 ホット分析機器試験設備

ホット分析機器試験設備は、実験用試料の分析を行うものである。  
本設備は、実験室（Ⅱ）に設置し、分析機器、グローブボックス等から構成する。

#### 1.2.14 アルファ化学実験設備

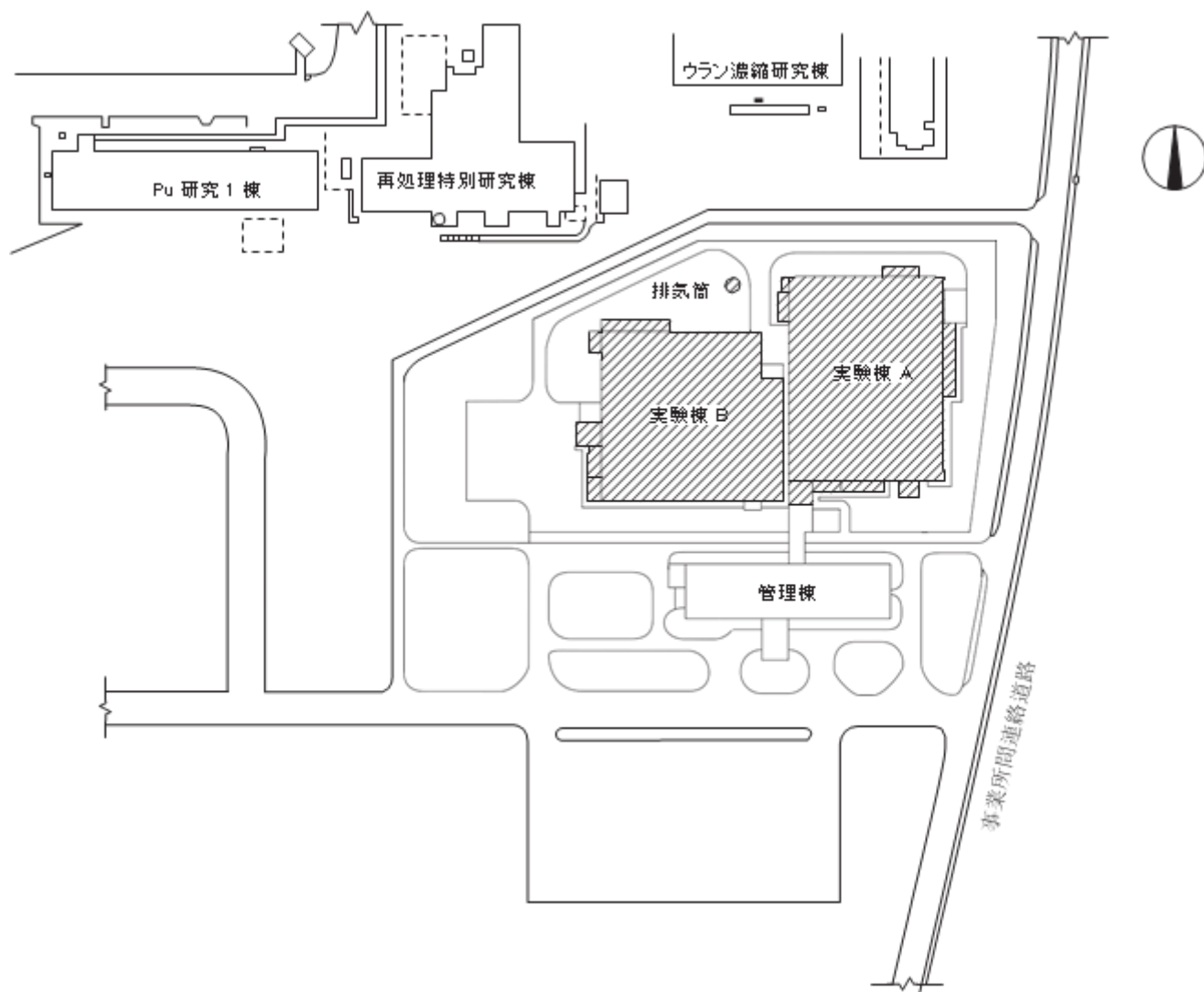
アルファ化学実験設備は、溶液系 S T A C Y で使用した溶液燃料及び廃液の処理処分並びに固体廃棄物の除染に関して基礎的な小規模実験等を行うものである。

本設備は、実験室（Ⅱ）に設置し、抽出試験装置、分析機器、グローブボックス等から構成する。抽出試験装置は、ウランの抽出効率及び有機溶媒の特性等の確認試験を行うためのものであり、小型のミキサセトラを使用する。その他に、溶液燃料及び廃液の処理処分並びに固体廃棄物の除染に関する確認試験を行うための恒温槽、フラスコ等を有する。

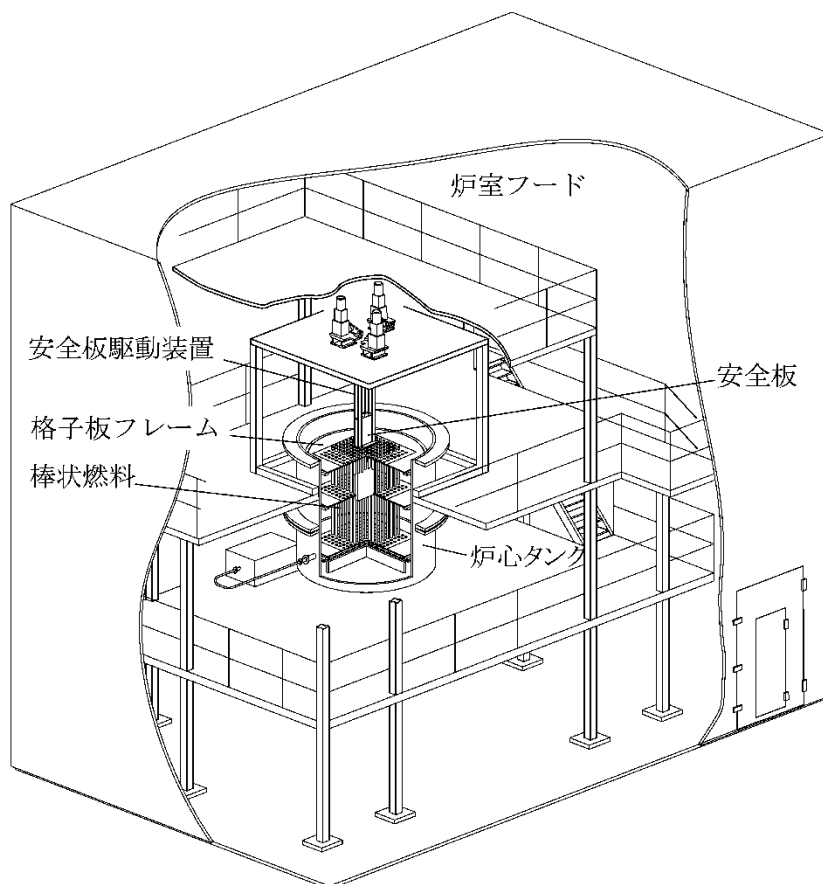
核燃料物質は、取扱量に制限を設け、グローブボックス内で取り扱う。

第 1.2-1 表 STACY の主要な仕様

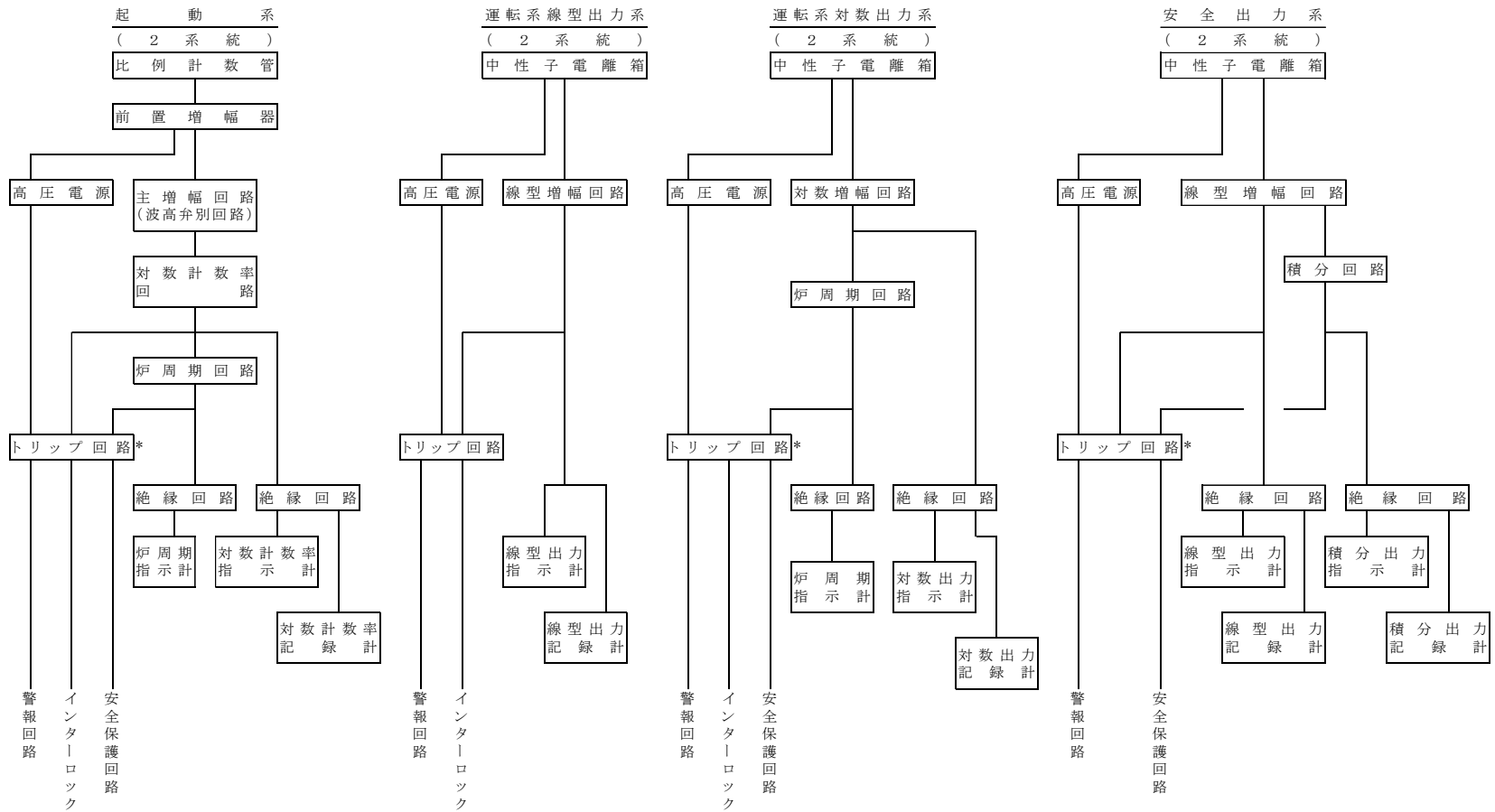
項目	仕様
型式	濃縮ウラン燃料軽水減速型
炉心	炉心タンク形状 円筒形 直径 (内径) 約 180 cm 高さ (内のり) 約 190 cm
熱出力	最大出力 200W 週間積算出力 最大 0.3kW・h 年間積算出力 最大 3kW・h
燃料	<p>a. ウラン棒状燃料</p> <p>(i) 二酸化ウランペレット  <math>^{235}\text{U}</math>濃縮度 10 wt%以下                      ペレット直径 約 8 mm                      燃料有効長 約 145 cm 又は 約 70 cm                      ペレット密度 約 95%T.D.</p> <p>(ii) 被覆管                      材 料 ジルコニウム合金、アルミニウム合金                      又はステンレス鋼                      外 径 約 9.5 mm</p> <p>b. 中性子毒物添加棒状燃料                      実験計画に応じて、ペレットに中性子毒物を添加した棒状燃料を用いる。</p> <p>(i) 二酸化ウランペレット  <math>^{235}\text{U}</math>濃縮度 10wt%以下                      ペレット直径 約 8 mm                      中性子毒物 ガドリニウム、エルビウム、サマリウム等                      燃料有効長 約 145 cm 又は 約 70 cm</p> <p>(ii) 被覆管                      材 料 ジルコニウム合金、アルミニウム合金                      又はステンレス鋼                      外 径 約 9.5 mm</p> <p>c. 挿入量                      (i) 最大挿入量 720 kgU                      (ii) 挿入本数 50 本以上 900 本以下</p>
制御方式	水位 安全板



第 1.2-1 図 建家配置図

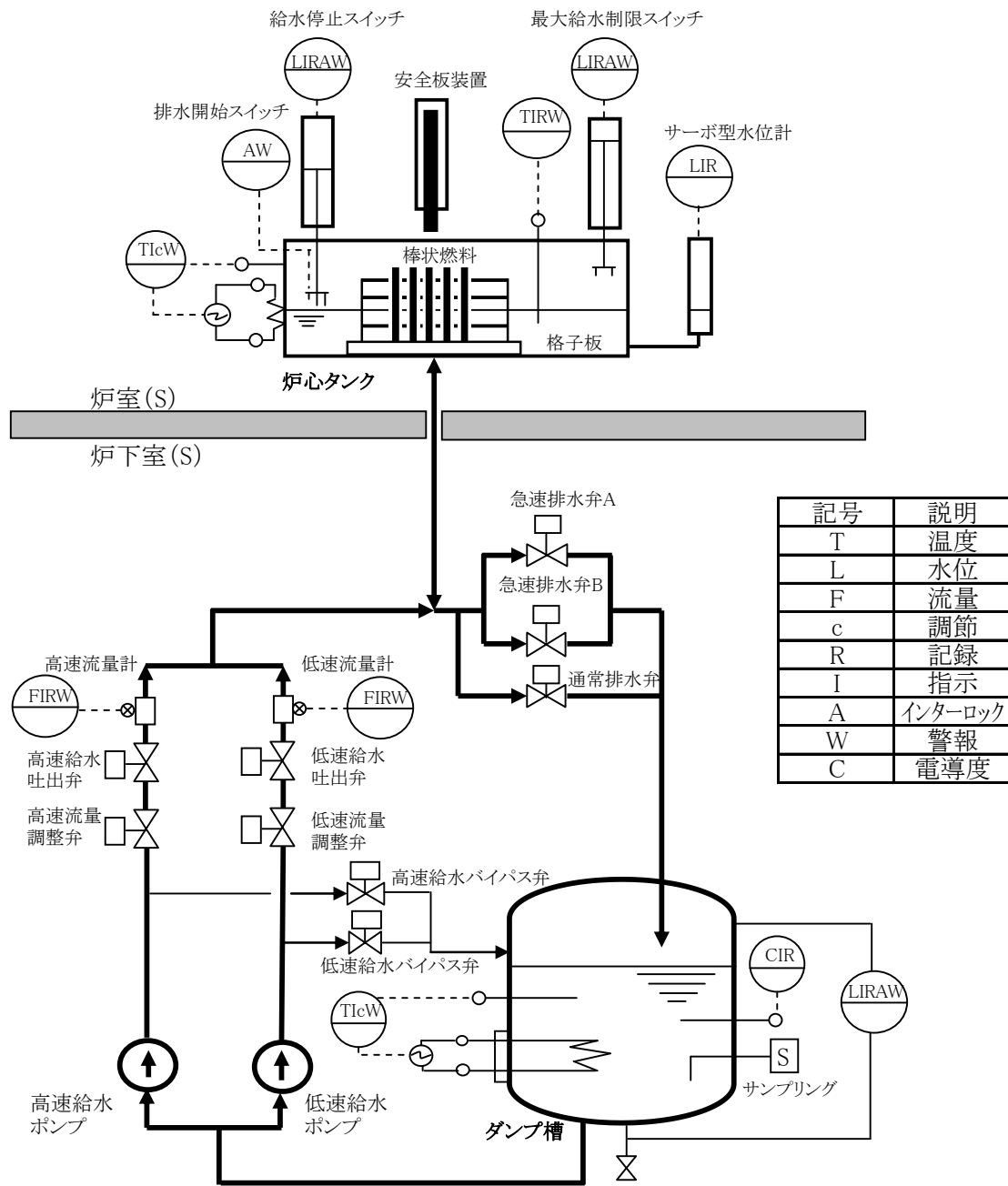


第 1.2-2 図 装置概要

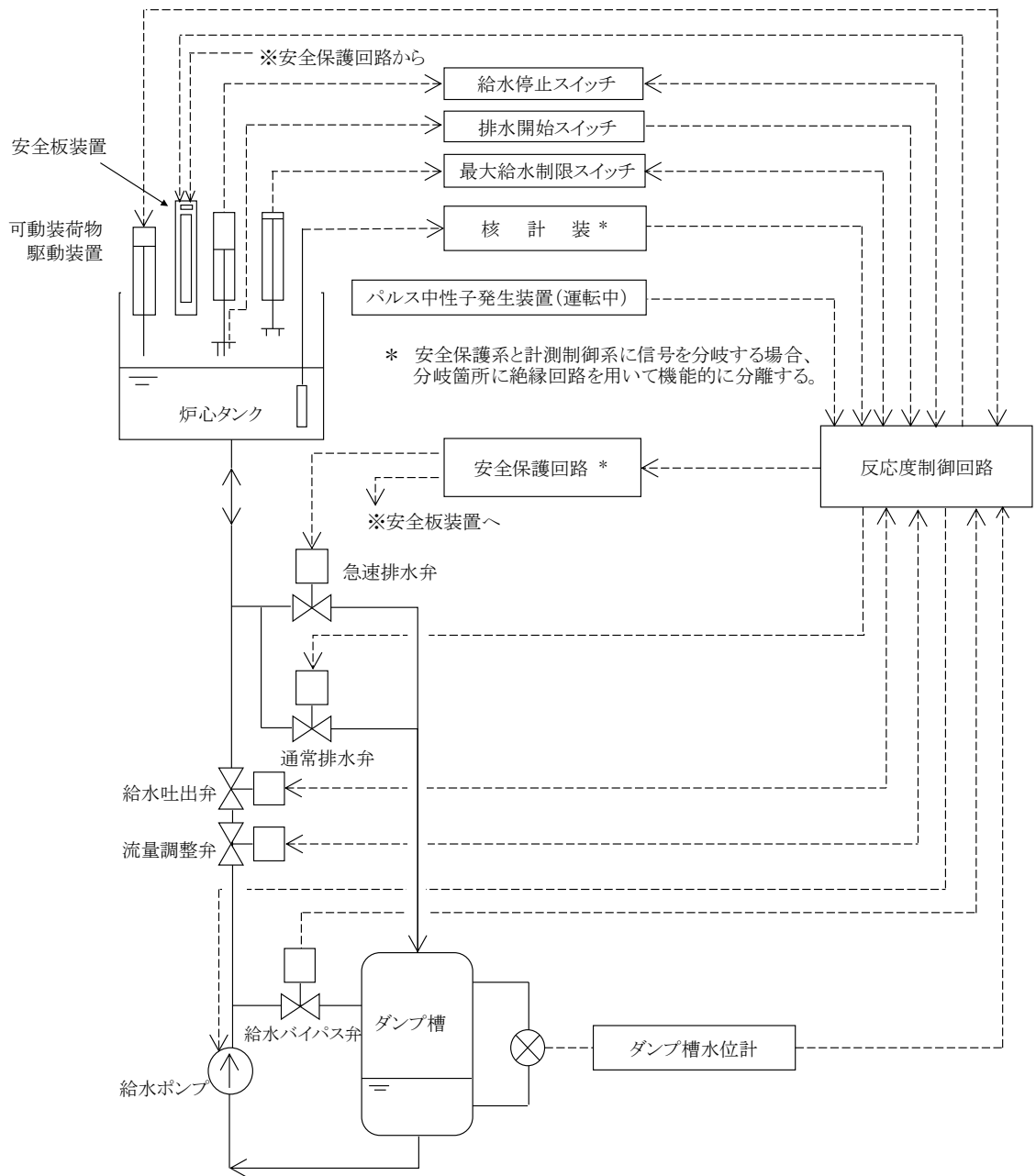


\*安全保護系は、トリップ回路のリレーで計測制御系と絶縁分離する。

第 1.2-3 図 STACY核計装設備の系統説明図

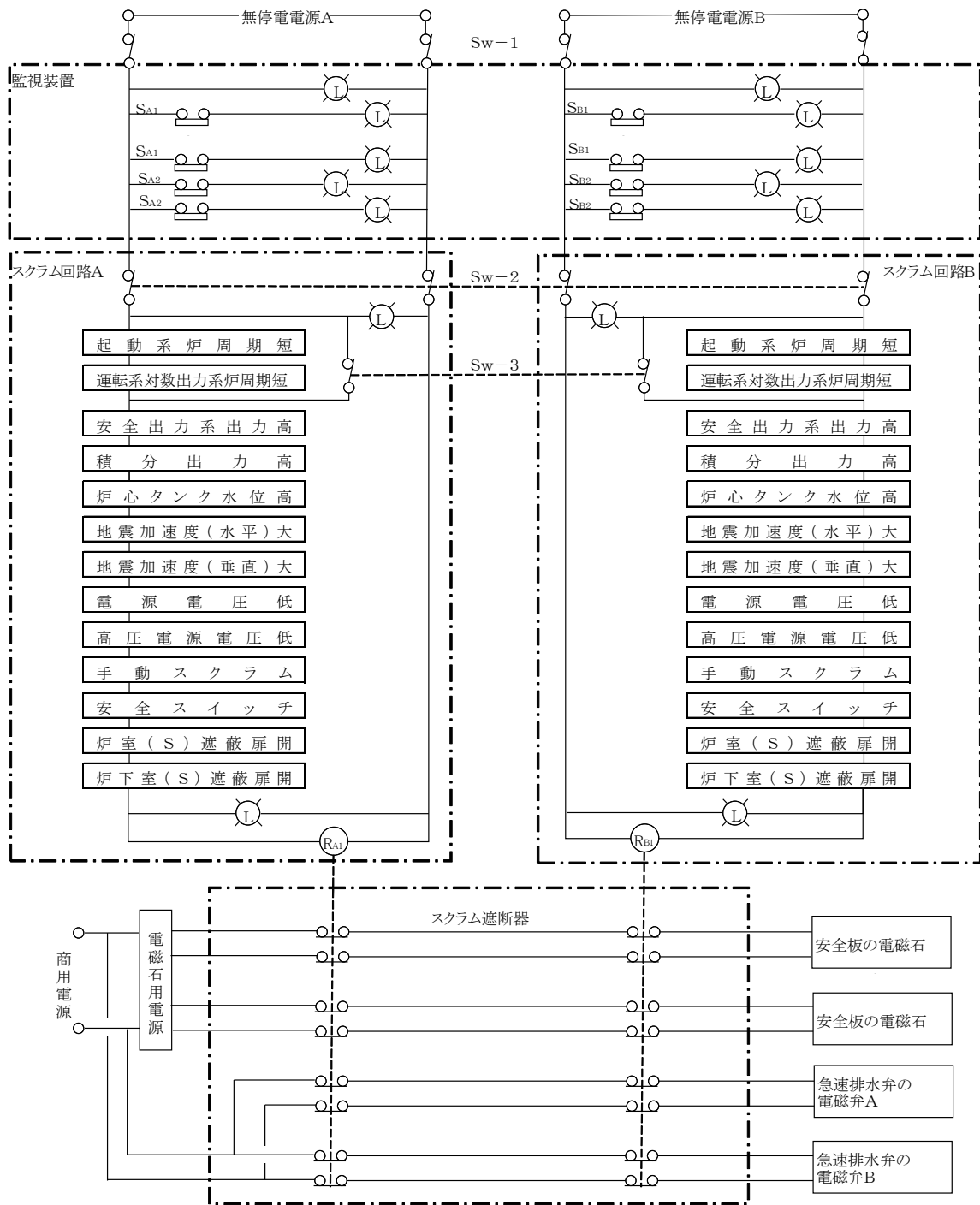


第 1.2-4 図 STACY 主要プロセス計装設備の系統説明図



第 1.2-5 図 STACY 反応度制御回路の系統説明図





記号

Sw-1: 主電源投入スイッチ

Sw-2: 回路電源投入スイッチ

Sw-3: バイパススイッチ(中性子発生装置運転時に  
バイパスする)

SA1, SB1: 安全板の引抜・挿入位置リミットスイッチ  
(安全板と同数回路設置)

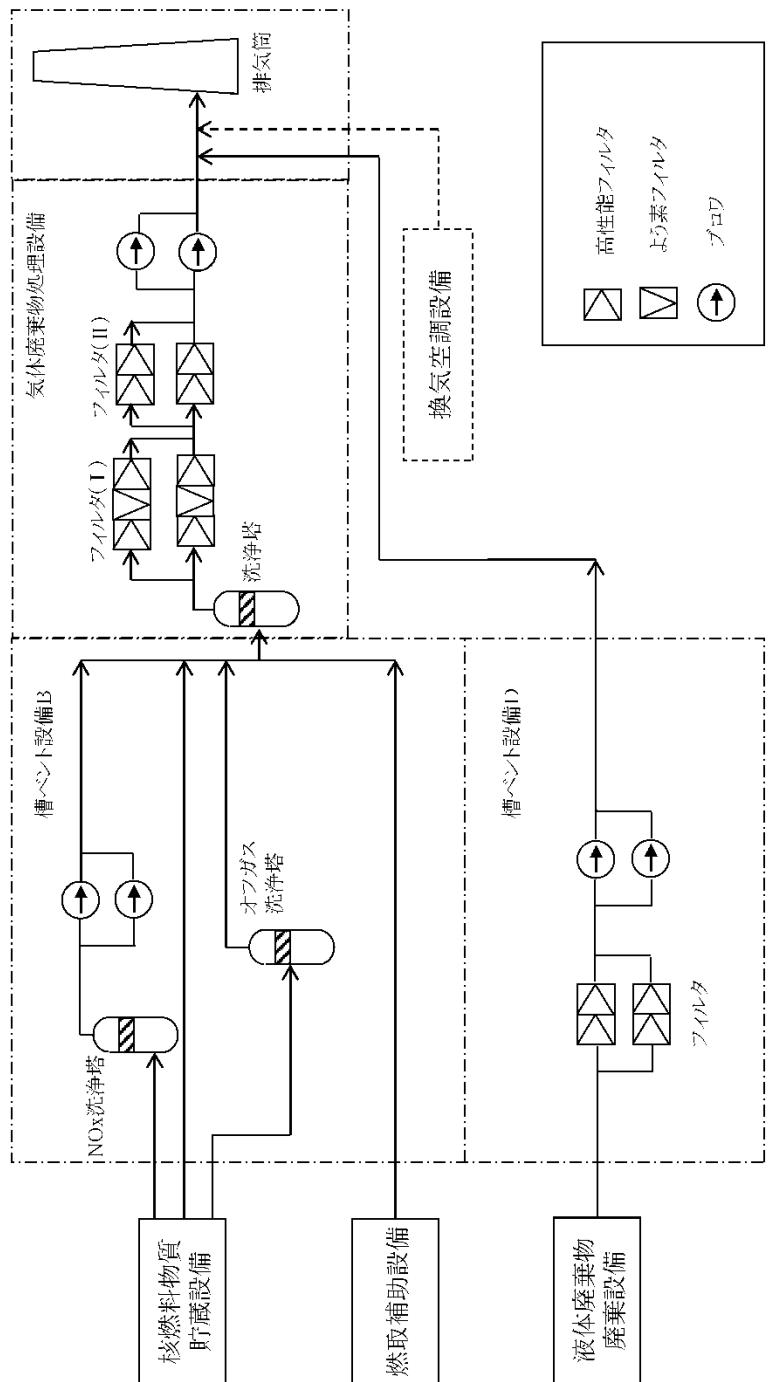
SA2, SB2: 急速排水弁の開閉位置リミットスイッチ

RA1, RB1: スクラム回路出力リレー

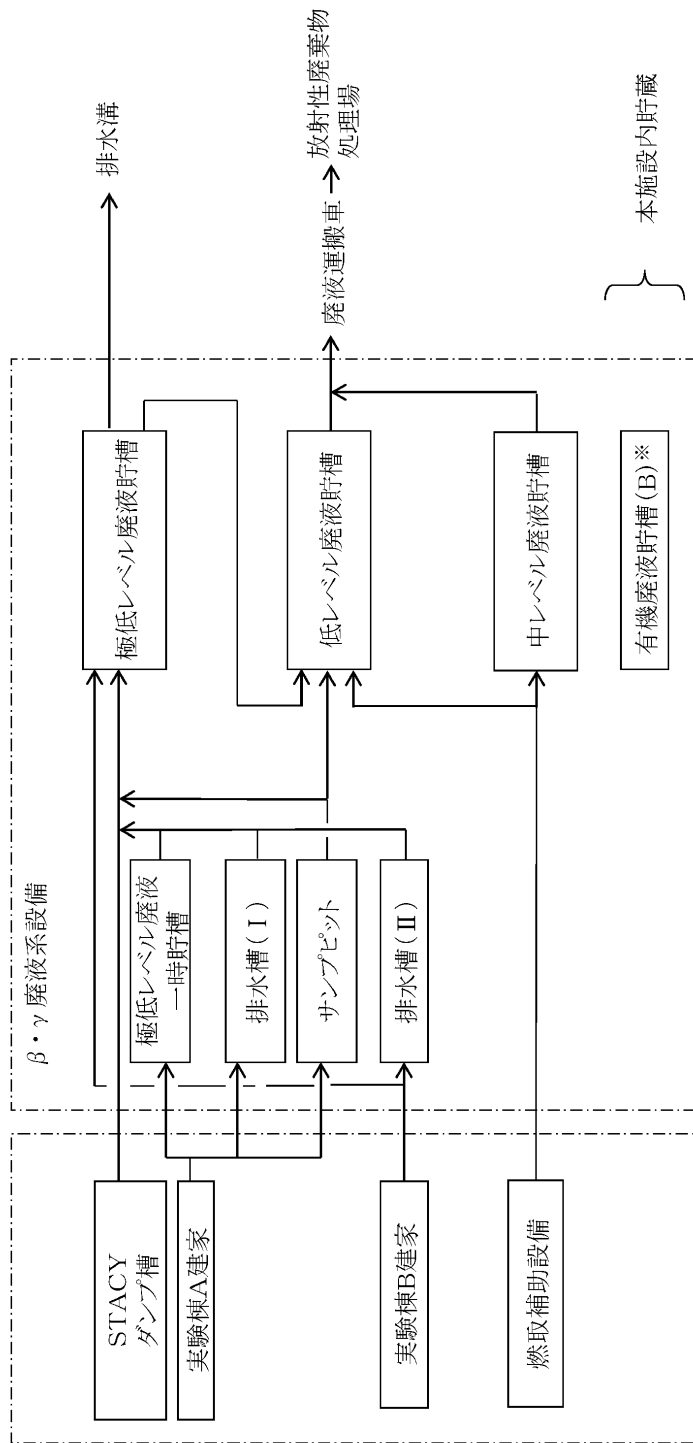
--- : スイッチ、リレーの連動をしめす

Ⓛ : 各種の表示ランプ

第 1.2-6 図 STACY 安全保護回路の系統説明図

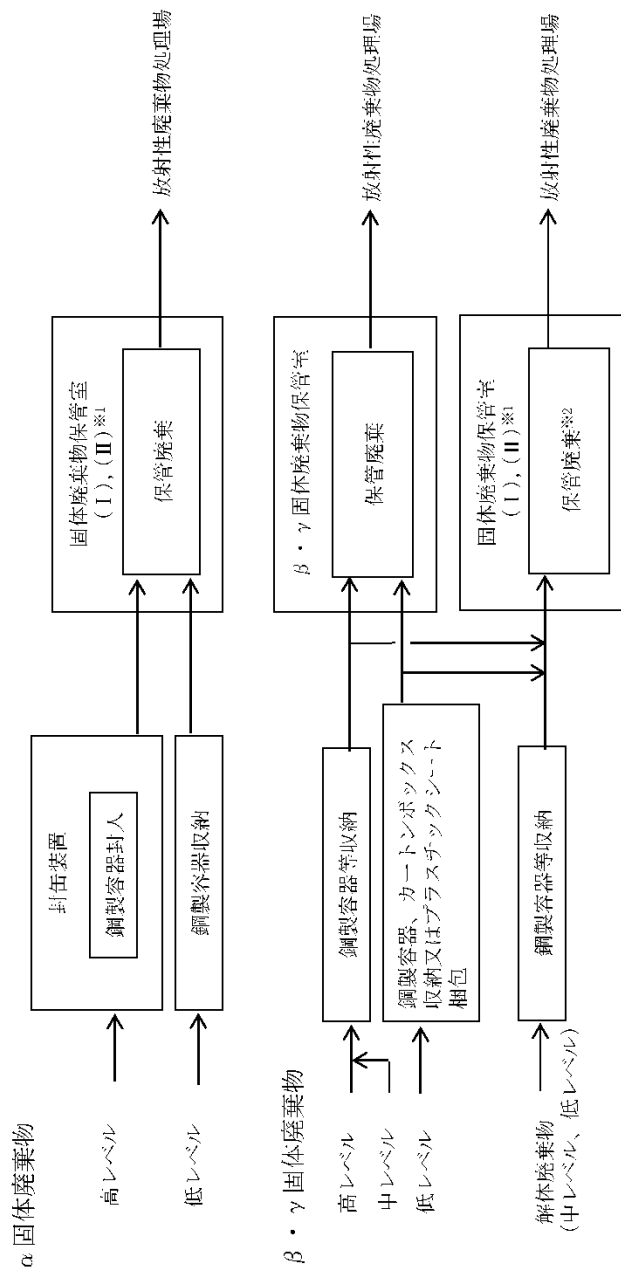


第 1.2-7 図 気体廃棄物廃棄施設系統説明図



※ 溶液燃料の調製を行わないため、この調製による有機廃液の増加はない。

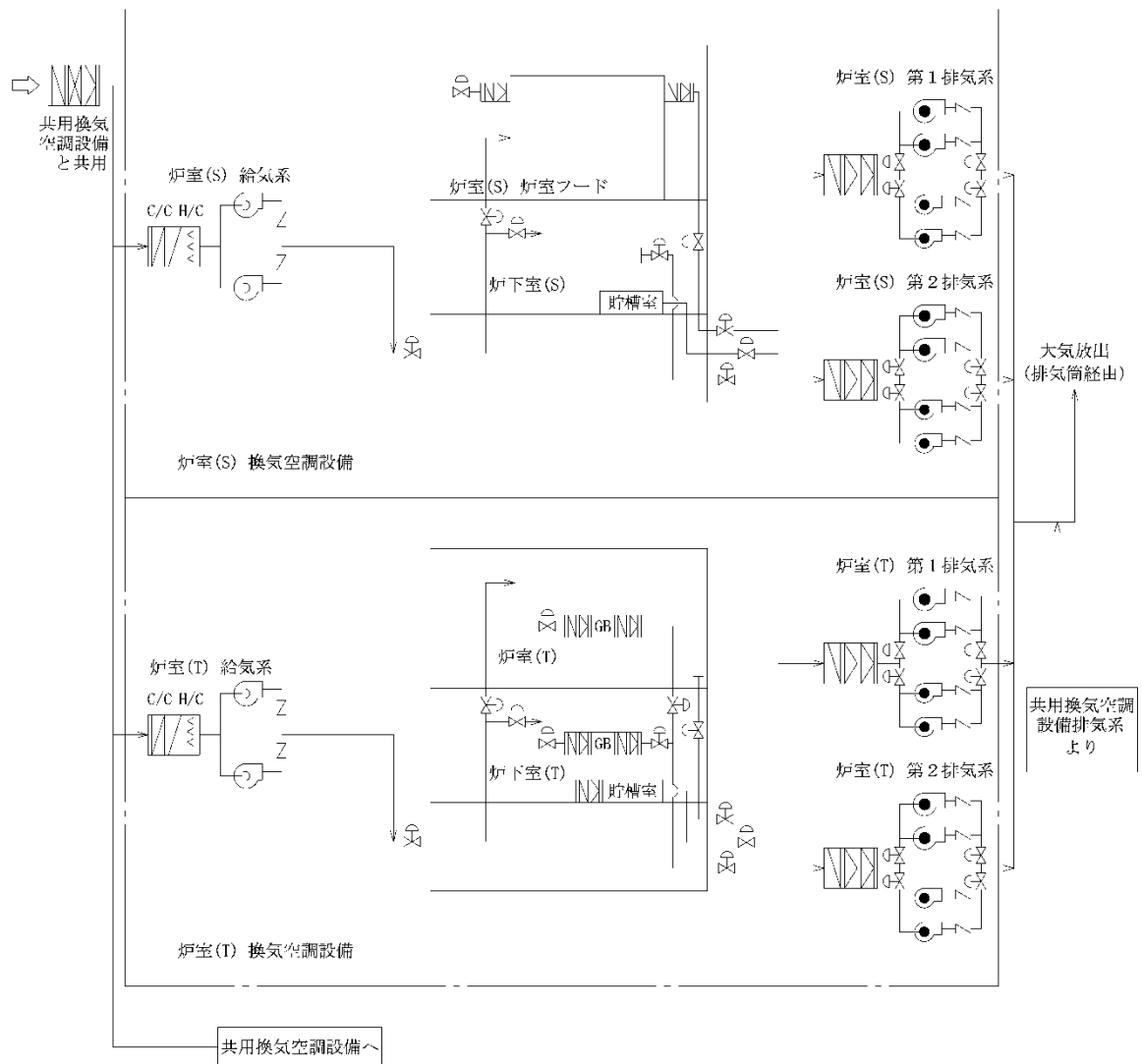
第 1.2-8 図 液体廃棄物廃棄設備系統説明図



※1 同一室内に $\alpha$ 固体廃棄物と $\beta \cdot \gamma$ 固体廃棄物を保管する場合には、明確に区別できるように保管場所の区画を行う。

※2 直接、放射性廃棄物処理場へ運搬できる場合には、固体廃棄物保管室での保管は省略する。

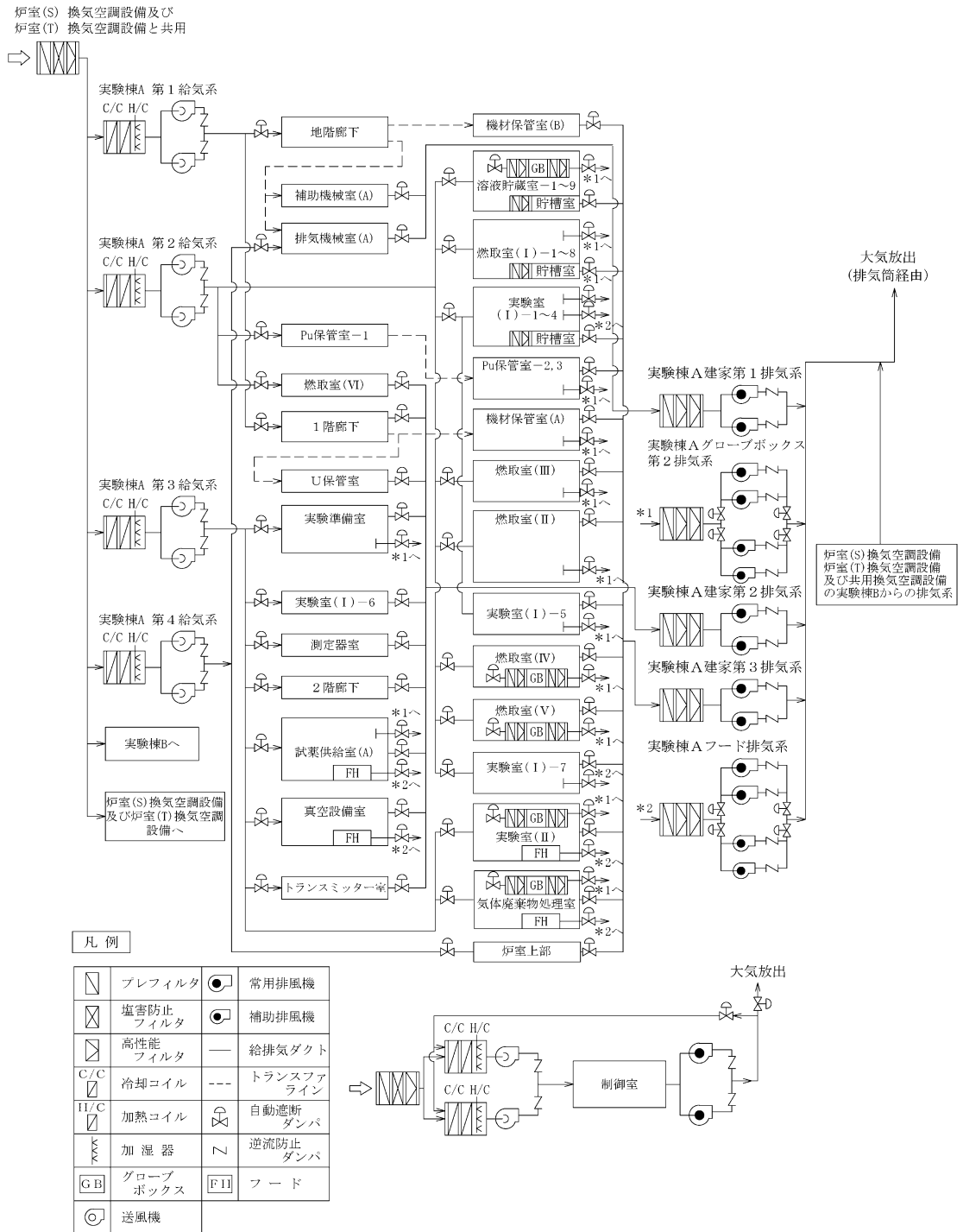
第 1.2-9 図 固体廃棄物廃棄設備系統説明図

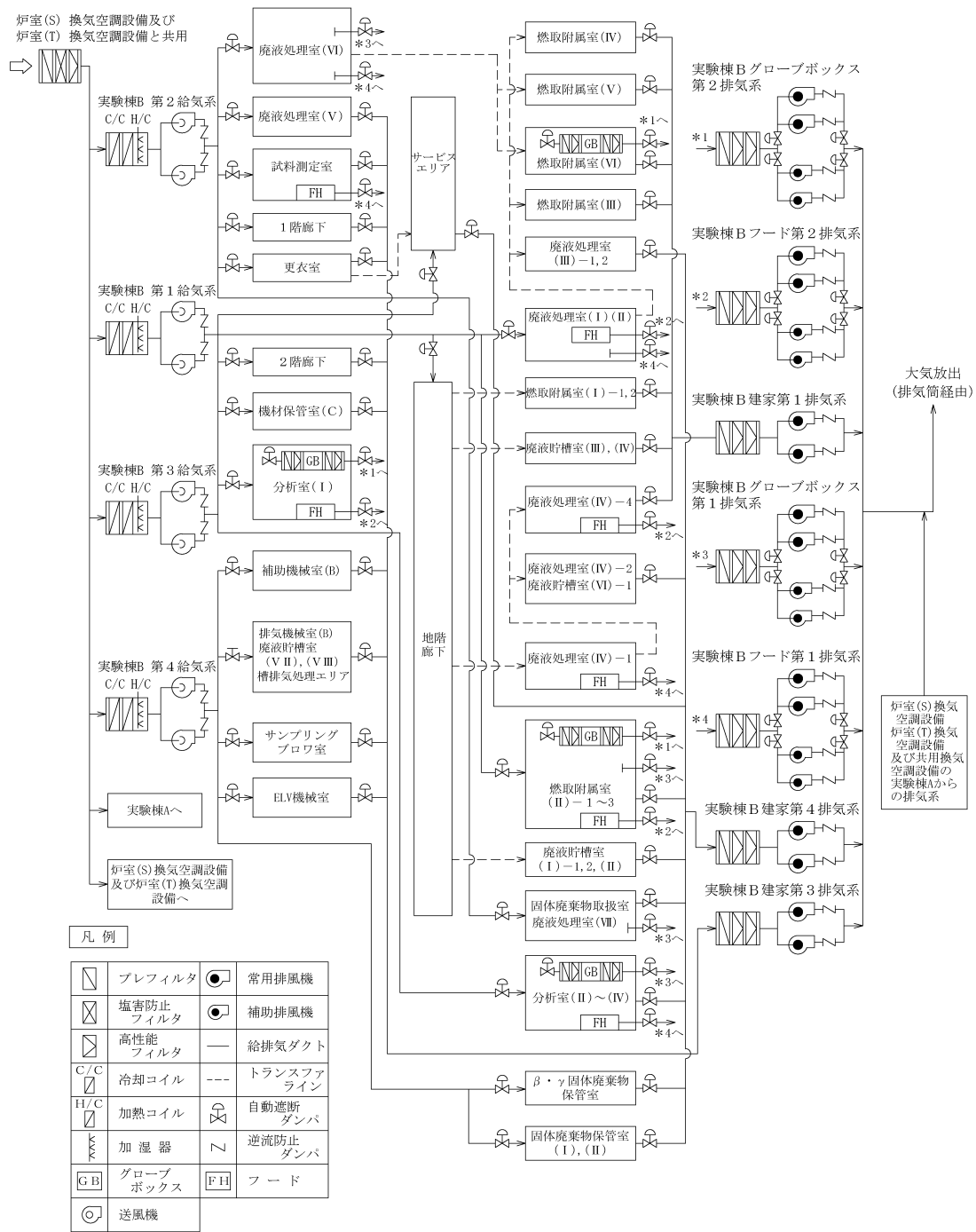


凡例

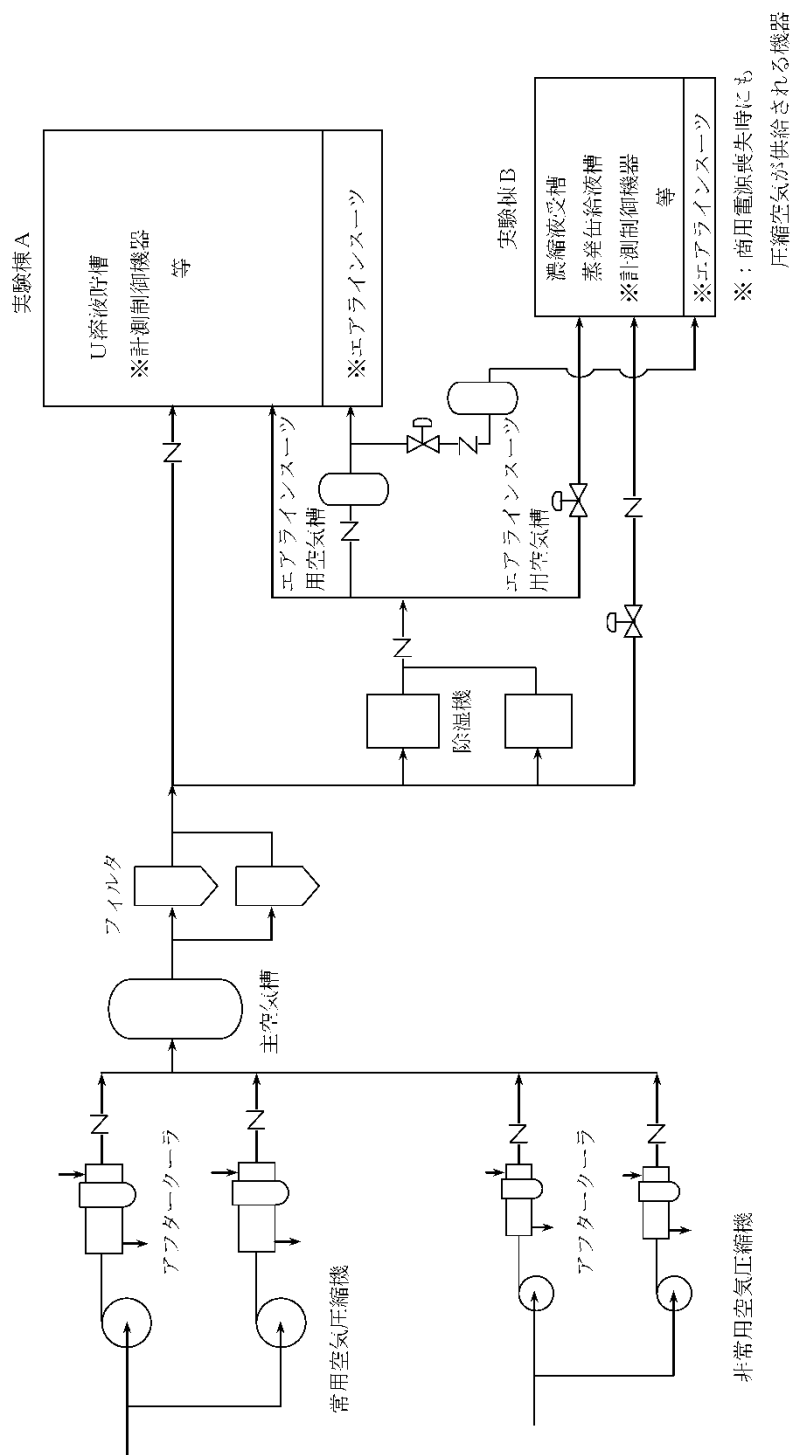
	プレフィルタ		常用排風機
	塩害防止フィルタ		補助排風機
	高性能フィルタ	—	給排気ダクト
	冷却コイル		トランスファライン
	加熱コイル		自動遮断ダンパ
	加湿器		逆流防止ダンパ
	グローブボックス		フード
	送風機		

第1.2-10図 炉室（S）換気空調設備及び炉室（T）換気空調設備系統説明図



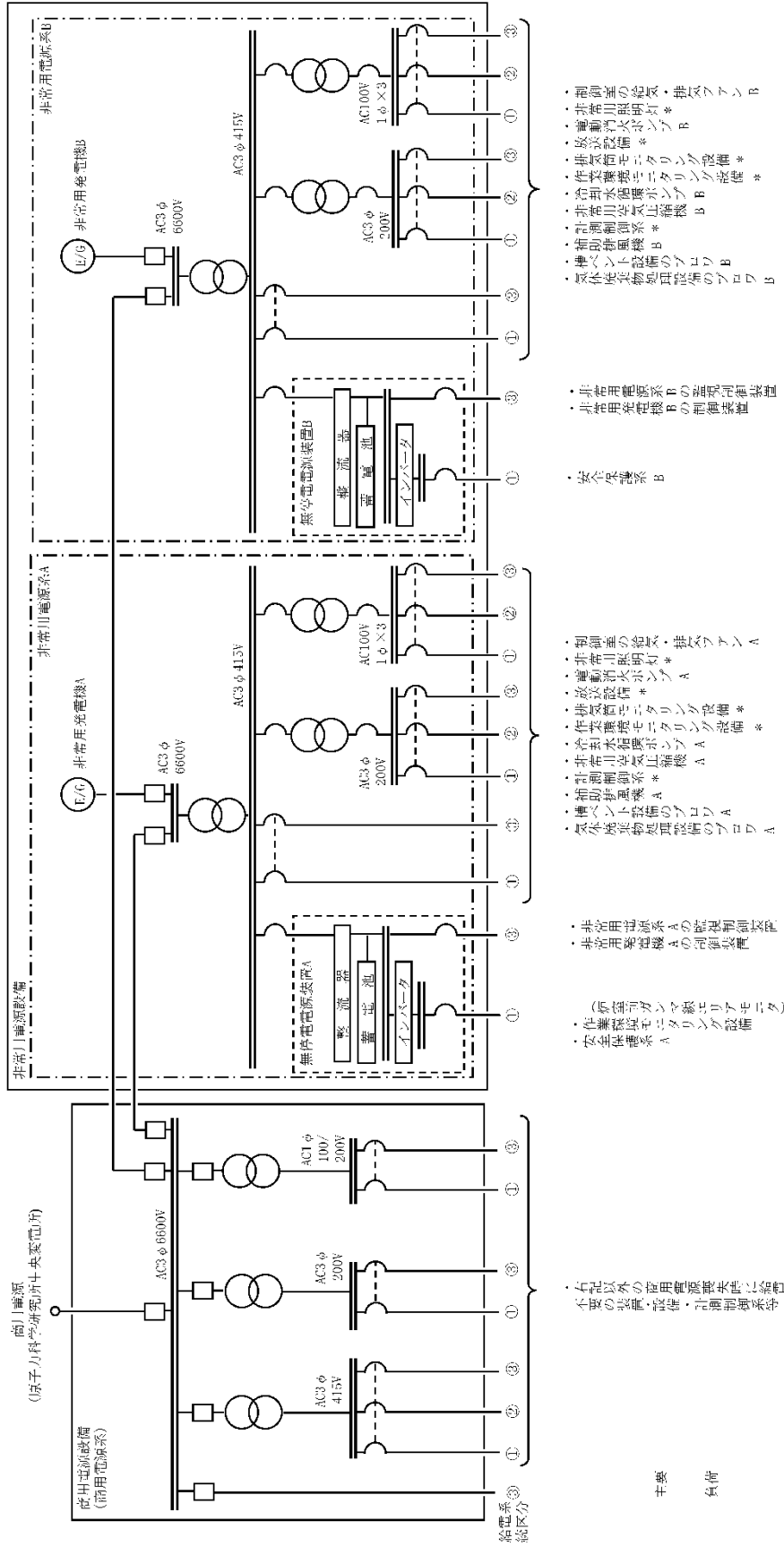


第1.2-11図(2) 共用換気空調設備系統説明図(実験棟B)  
(STACY及びTRACY共用)



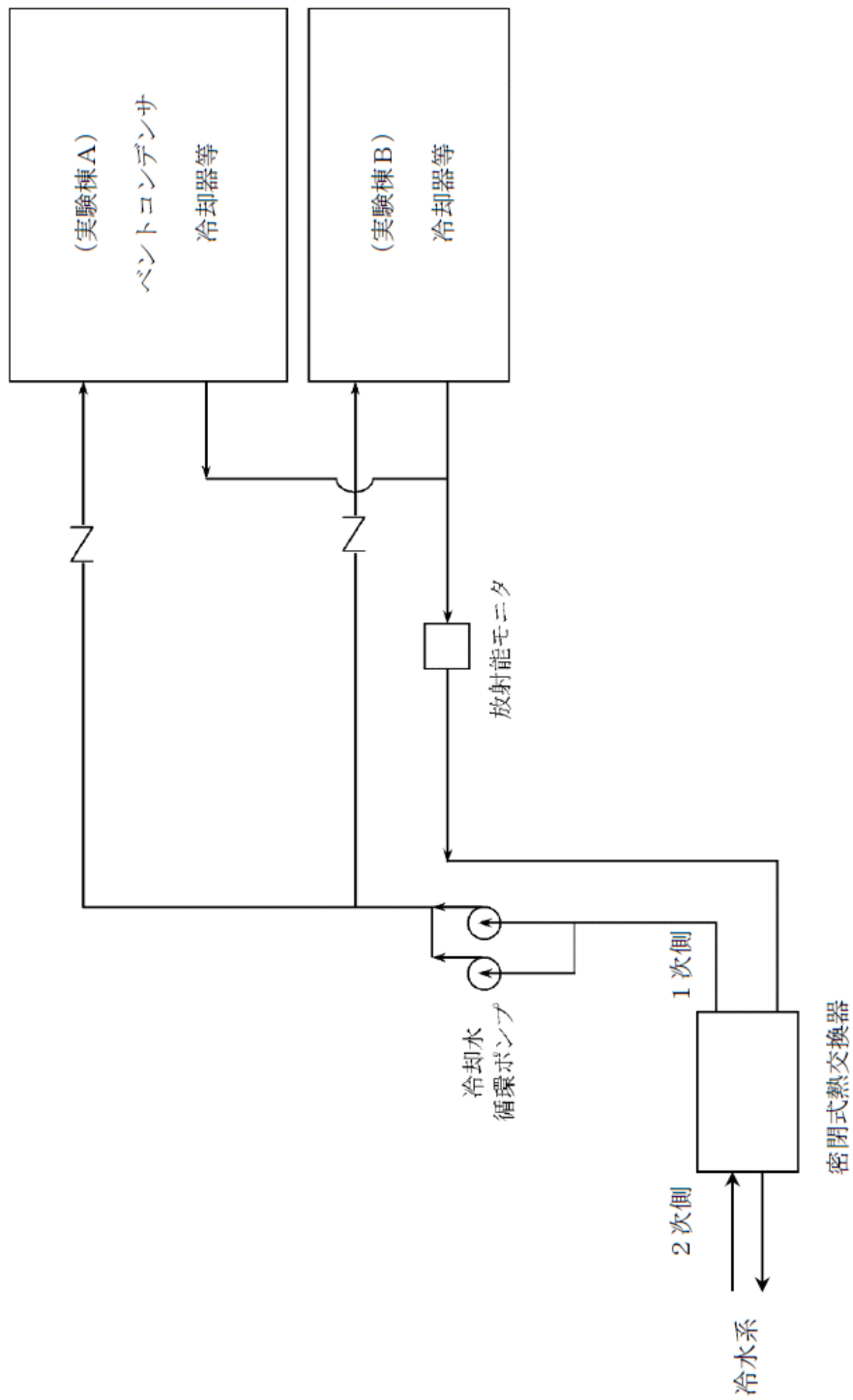
第 1. 2-12 図 圧縮空気設備系統説明図



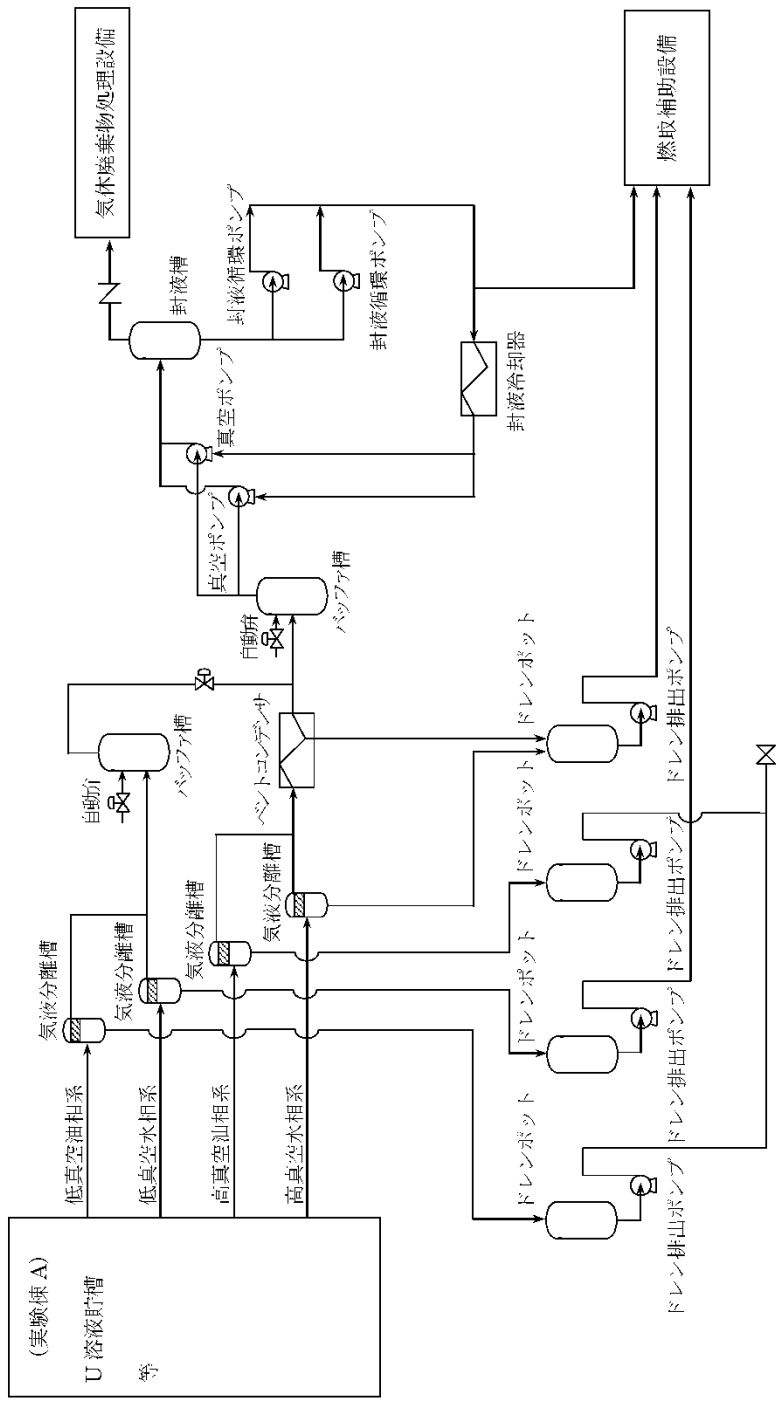


注 1) 給電系統は、下記の装置・設備の系統に区分し、各主要負荷を構成する  
装置・設備は、この区分に基づいた給電系統から給電される。  
注 2) STACY施設で、TRACY施設と共用しない装置・設備の系統  
注 3) TRACY施設で、STACY施設と共用しない装置・設備の系統  
注 4) STACY施設及びTRACY施設で共用する装置・設備の系統

第 1.2-13 図 電源設備系統説明図



第 1.2-14 図 プロセス冷却設備系統説明図



第 1.2-15 図 真空設備系統説明図

### 1.3 STACYの運転実績

STACYは、1995年2月23日に初臨界を達成したのち、2001年度まで濃縮度約10%のウラン硝酸水溶液を用いて、基本炉心として600φ円筒型炉心、280T平板型炉心、800φ円筒型炉心、また、相互干渉炉心として350T平板型相互干渉炉心での実験を行った。2002年度からは濃縮度約6%のウラン硝酸水溶液及び濃縮度約5%の棒状燃料を用いて600φ円筒型非均質炉心での実験を行ってきた。

STACYでは2022年9月までに644回の運転を行っているが、これらの運転はいずれも溶液燃料を用いる溶液系STACYの運転である。第1.3-1表に運転開始から2022年度までの運転実績を示す。

第 1.3-1 表 運転開始から 2022 年度までの運転実績（その 1）

年度	運転回数	運転日数	運転時間 (時間：分)	積算出力 (W・h)	炉心体系
1994 年度	11	11	59:34	27.3	600φ円筒型炉心、10%ウラン硝酸水溶液、水反射体
1995 年度	45	38	236:35	661.2	600φ円筒型炉心、10%ウラン硝酸水溶液、水反射体、保温材
1996 年度	47	41	239:05	350.0	600φ円筒型炉心、10%ウラン硝酸水溶液、反射体（水、コンクリート、ポリエチレン、ボロン入りコンクリート、カドミウム板）
1997 年度	53	48	283:24	490.8	280T平板型炉心、10%ウラン硝酸水溶液、反射体（水、コンクリート、ポリエチレン、ボロン入りコンクリート、カドミウム板）
1998 年度	87	74	435:40	959.2	280T平板型炉心、10%ウラン硝酸水溶液、反射体（コンクリート、ポリエチレン） 800φ円筒型炉心、10%ウラン硝酸水溶液、水反射体、保温材
1999 年度	25	20	107:19	143.4	350T平板型相互干渉炉心、10%ウラン硝酸水溶液
2000 年度	57	57	317:35	486.9	350T平板型相互干渉炉心、10%ウラン硝酸水溶液、反射体（ポリエチレン）
2001 年度	42	36	203:40	413.0	350T平板型相互干渉炉心、10%ウラン硝酸水溶液、反射体（ポリエチレン）
2002 年度	35	28	155:25	141.8	600φ円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 221 本、水反射体、保温材
2003 年度	45	40	217:42	218.5	600φ円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 333 本、水反射体、保温材

第 1.3-1 表 運転開始から 2022 年度までの運転実績 (その 2)

年度	運転回数	運転日数	運転時間 (時間:分)	積算出力 (W・h)	炉心体系
2004 年度	41	32	186:12	392.4	800φ 円筒型炉心、6%ウラン硝酸水溶液、水反射体、保温材
2005 年度	45	37	137:43	242.9	600φ 円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 333 本、水反射体、保温材
2006 年度	42	33	131:50	137.2	600φ 円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 333 本、水反射体、保温材
2007 年度	17	14	51:11	105.6	600φ 円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 177 本、水反射体
2008 年度	36	30	123:01	130.5	600φ 円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 177 本、水反射体、保温材
2009 年度	7	4	15:21	100.4	600φ 円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 177 本
2010 年度	9	6	22:32	113.9	600φ 円筒型非均質炉心、6%ウラン硝酸水溶液、棒状燃料 177 本
2011 年度	0	0	0	0	運転なし
2012 年度	0	0	0	0	運転なし
2013 年度	0	0	0	0	運転なし

第 1.3-1 表 運転開始から 2022 年度までの運転実績 (その 3)

年度	運転回数	運転日数	運転時間 (時間:分)	積算出力 (W・h)	炉心体系
2014 年度	0	0	0	0	運転なし
2015 年度	0	0	0	0	運転なし
2016 年度	0	0	0	0	運転なし
2017 年度	0	0	0	0	運転なし
2018 年度	0	0	0	0	運転なし
2019 年度	0	0	0	0	運転なし
2020 年度	0	0	0	0	運転なし
2021 年度	0	0	0	0	運転なし
2022 年度	0	0	0	0	運転なし
合計	644	549	2923:49	5115.0	—

## 2. 高経年化に関する評価

今後のSTACYの安全確保のための長期施設管理方針に反映するため、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*について、定期的な検査等の保全活動の妥当性を評価する。評価は「原子力科学研究所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）及び「原子力科学研究所原子炉施設及び核燃料物質使用施設等品質マネジメント計画書」（以下「品質マネジメント計画書」という。）に基づく組織により、保安規定（第1編総則 第7章 原子炉施設の定期的な評価）に基づく「施設定期評価実施計画」を策定した上で実施する。

「施設定期評価実施計画」は、品質マネジメントシステムに定める組織により評価方法の妥当性を確認する。本評価の結果を取りまとめた「施設定期評価報告書」についても品質マネジメント計画書に定める組織により評価結果の妥当性を確認する。品質マネジメント計画書に定める組織図を第2.1図に、STACYの高経年化に関する評価の実施体制を第2.2図に示す。また、高経年化に関する評価に係る関連文書は、以下の品質マネジメントシステム文書のとおり。

- ・「中央安全審査・品質保証委員会の運営について」
- ・「原子炉施設等安全審査委員会規則」

\* : STACYの設備は安全機能の重要度分類クラス2及び3に分類される。これらのうち、本評価ではクラス2の設備を対象とする。ただし、クラス3の設備のうち、クラス2を支持する建家及び炉室(S)も対象とする。

STACY更新に係る改造工事等で新設された機器は、保安規定に基づく保守管理において、消耗品等を含めた定期的な劣化状況確認、予防保全を実施する。また、使用履歴を管理し、次回以降の評価に反映する。以下同じ。

高経年化に関する技術評価フローを第2.3図に示す。安全機能を有する構築物、系統及び機器\*とそれらの経年変化事象を第2.1表に、保全活動に関する評価対象機器等の部位毎の経年変化事象を第2.2表に示す。

STACYでは、原子炉施設の健全性維持のため、経年変化に対する対策が実施されている。原子炉施設の安全は、定期的な検査等で行っている経年変化による寿命を考慮した交換、更新等により確保されている。

「2.1 保全活動の実績評価」においては、保全活動の実績評価として、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*に対して実施した保守・点検の内容や補修・交換について、点検記録、検査記録、作業記録等を調査し、現状の保全内容が適切なものであることを確認する。

「2.2 設備機器の経年変化に関する評価」においては、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*のうち、補修、取替えによる経年劣化対策が容易でないものについて、構造、使用材料、使用条件等を考慮して抽出した経年変化事象に対して実施した保全活動の実績等を考慮し、10年後の経年変化による健全性評価を実施する。

評価対象期間は初回の使用前検査に合格して施設の供用を開始した1995年5月から、2022年9月までとする。



## 2.1 保全活動の実績評価

安全機能を有する構築物、系統及び機器\*について、設備機器の機能維持のため、定期的な検査等の保全活動において行われてきた保守、点検、交換等の実績調査を行うとともに、経年変化の事象（中性子照射脆化、腐食、摩耗等）について調査分析し、現状の保全内容の妥当性を評価する。

保全活動の実績評価では、定期的に行う検査等の保全活動の妥当性及び長期的観点における機器の健全性について評価するとともに、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*で考えられる経年変化事象を調査分析し、その結果に基づいて調査対象期間に行った保全活動の妥当性を評価した。

以下に各構築物、系統及び機器に対する中性子照射脆化、腐食、磨耗、絶縁劣化及びその他の各経年変化事象を考慮した現状の保全内容の調査結果及び評価を示す。

### 2.1.1 経年変化事象の抽出

#### 1) 調査方法

各々の安全機能を有する構築物、系統及び機器\*について以下の調査を実施し、設計上の観点から、構造、使用材料・使用条件等を考慮し、経年変化事象を抽出する。

- ①設計上考慮している経年変化事象
- ②最近の知見で得られている経年変化事象
- ③過去、国内外で発生した事故、故障の原因となった経年変化事象

#### 2) 調査結果

評価対象機器である安全機能を有する構築物、系統及び機器で考えられる経年変化事象を抽出した。

##### ①設計上考慮している経年変化事象

STACYの構築物、系統及び機器について、設計上の観点から、構造、使用材料・使用条件等を考慮し、以下の経年変化事象を抽出した。

事象の抽出に当たっては、試験研究用等原子炉施設の定期的な評価に関する運用ガイド、従前の定期的な評価に係る文部科学省事務連絡文書に記載された事象、実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド、原子力発電所の高経年化対策実施基準<sup>(9)</sup>等を参考にした。STACYの設備機器は常温～最大水温70℃、大気圧で使用することから、高温・高圧の環境がなく、変形、熱時効の考慮は不要である。また、評価対象機器は水との接触等の環境因子がないことから、応力腐食割れの考慮は不要である。さらに、振動を伴う動的な評価対象機器がないため、摩耗の考慮は不要である。

#### イ. 金属材料

腐食

#### ロ. 電気機器、計器類

腐食、電気部品及びケーブルの劣化（中性子照射による劣化を含む。）

#### ハ. 鉄筋コンクリート

コンクリート及び鉄筋の劣化、中性子照射による劣化、腐食

## ②最近の知見で得られている経年変化事象

最近の知見で得られている経年変化事象を調査した結果を以下に示す。

2020年3月31日改正、原子力規制委員会「実用発電用原子炉施設における高経年化対策実施ガイド」によると、以下に示す経年変化事象が示されている。

- ・ 低サイクル疲労
- ・ 中性子照射脆化
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ
- ・ 2相ステンレス鋼の熱時効
- ・ 電気・計装品の絶縁低下
- ・ コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

「低サイクル疲労」は、温度、圧力及び流量変化により、機器の構造不連続部等に局所的に大きな応力変動が生じ、それが繰り返された場合に疲労割れの発生に至る可能性がある事象である。本評価の対象設備については、運転に伴う温度、圧力及び流量に大きな変化はなく、降伏点を超える応力は発生しないことから、低サイクル疲労が発生するような環境下にはない。ただし、改造工事で新設する給排水配管（今回の高経年化に関する評価の対象外）については、給排水に伴う圧力及び流量の変化があるため、保守点検における外観確認等により健全性を維持する。

「中性子照射脆化」は、中性子の照射により、金属が脆化する現象である。脆化の兆候が確認されるしきい照射量は金属（炭素鋼）が $10^{18}$  n/cm<sup>2</sup>程度<sup>(1)</sup>であるのに対して、STACYのこれまでの全運転による中性子照射量は、「2.2 設備機器の経年変化に関する評価」に示すとおり、保守的な評価をしても $7.2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>であり、しきい照射量と比して十分小さいことから、中性子照射脆化のおそれがないことを確認した。

「照射誘起型応力腐食割れ」は、材料因子としてステンレス鋼が受ける中性子照射量が $10^{21}$  n/cm<sup>2</sup>程度<sup>(2)(3)</sup>を超え、環境因子として的高温高压水及び応力因子として溶接残留応力が重畳すると、割れが生じる現象である。前述の「中性子照射脆化」で示したとおり、STACYのこれまでの全運転による中性子照射量の積算値は、炉心内であっても $7.2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>程度であり、上記のしきい照射量と比して十分小さい。また、STACYでは高温高压水を使用しないことから、照射誘起型応力腐食割れが発生するような環境にはない。

「2相ステンレス鋼の熱時効」は、2相ステンレス鋼はオーステナイト相中に一部フェライト相を含む2相組織であるため、高温で加熱されると時間とともにフェライト相内でより安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起こり、靱性が低下する可能性がある事象である。STACYの安全機能を有する構築物、系統及び機器\*では、2相ステンレス鋼を使用しておらず、高温になる環境下にもないことから、2相ステンレス鋼の熱時効が発生することはない。

「電気・計装品の絶縁低下」は、分電盤、負荷及びケーブルについて定期的な点検を行い、絶縁抵抗測定を測定することにより、絶縁低下がなく、健全性が維持されていることを確認している。今後も継続的に点検を行い、健全性を維持する。

「コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下」は、2016年に実施した耐震改修設計に係る建家の調査において、コンクリートに劣化がなく、十分な強度を有していることを確認しており、竣工当時の強度が維持されていると判断した。今後も継続

的に劣化の状況を調査し、健全性を維持する。また、中性子照射によりコンクリートの劣化の兆候が確認されるしきい照射量が $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>程度<sup>(4)</sup>であるのに対して、STACYのこれまでの全運転による中性子照射量は、「2.2 設備機器の経年変化に関する評価」に示すとおり、保守的な評価をしても $7.2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>であり、しきい照射量と比して十分小さいことから、中性子照射によるコンクリートの劣化のおそれはなく、コンクリートの強度及び遮蔽能力が維持されることを確認した。なお、STACYのコンクリートは中性子の遮蔽能力に影響する温度制限値(88℃)<sup>(10)</sup>以下で使用することから、熱による遮蔽能力の低下のおそれはない。

### ③過去、国内外で発生した事故、故障の原因となった経年変化事象

評価対象設備機器について、構造、使用材料・使用条件等を考慮し、過去に国内外で発生した事故、故障の原因となった経年変化事象を調査した。調査は原子力施設情報公開ライブラリーに登録されている事例からSTACYの評価対象設備機器に類似する設備機器に関する事例を抽出し、その内容について確認した。調査の結果、抽出された事例はSTACYと異なる使用環境における事象又は施工不良等、経年劣化以外の原因によるものであり、本評価に反映すべき経年変化事象がないことを確認した。

- ・事象調査例：泊発電所3号機非常用ディーゼル発電機B号機制御盤内リレー端子接続不良（報告書番号2018-北海道-M001）、美浜発電所1号機原子炉格納容器内Bループ室壁面からの僅かな水のにじみについて（報告書番号2007-関西-M001）、島根原子力発電所2号機 中性子源領域計装の動作不能（2011-中国-M002 Rev.3）

## 2.1.2保全活動の実績調査

### 1) 調査方法

評価対象設備機器について、1995年5月から2022年9月までに実施した保守、点検、補修、交換等の保守実績を調査し、保全内容が適切なものであるか評価する。

### 2) 調査結果

#### イ. 計測制御系統施設

##### (1)核計装設備（安全保護系）

核計装設備は、STACYの運転停止状態から最大熱出力までの中性子束を連続して計測し、運転制御及び安全保護動作に必要な情報を得るための設備であり、安全保護系の核計装設備は起動系2系統、運転系対数出力系2系統及び安全出力系2系統である。核計装は、検出器、増幅器、高圧電源等を組み合わせて構成されている。

核計装設備で考慮すべき経年変化事象は、検出器、電気部品、ケーブル及び端子の腐食・劣化（中性子照射によるものを含む絶縁低下）である。

核計装設備は定期的な検査等において外観点検、作動検査、警報検査、消耗品の交換、盤内の清掃、検出器及びケーブルを含めた絶縁抵抗測定等が適切に行われ、異常がないことを確認している。また、検出器のうち劣化の兆候が認められた起動系検出器（2台）については、2023年度までに交換を実施する。

以上の調査結果から、これまでの当該設備の健全性を維持するための点検・保守は

妥当であると評価する。当該設備については、今後10年もこれまでの保全活動を継続する。

- ・外観点検、作動検査、警報検査、絶縁抵抗測定等…年1回

## (2)安全保護回路

安全保護回路は制御室内に設置された原子炉停止回路、安全保護系盤及び主電源盤、並びに炉下室(S)に設置されたスクラム遮断器盤で構成されている。安全保護回路で考慮すべき経年変化は筐体(基礎ボルトを含む。)の腐食、電気部品及びケーブルの腐食・劣化である。

安全保護回路は定期的な検査等において外観点検、作動検査、消耗品の交換、盤内の清掃、ケーブルを含めた絶縁抵抗測定等が適切に行われ、異常がないことを確認している。

以上の調査結果から、これまでの当該設備の健全性を維持するための点検・保守は妥当であると評価する。当該設備については、今後10年もこれまでの保全活動を継続する。

- ・外観点検、作動検査、絶縁抵抗測定等…年1回

## (3)監視操作盤

監視操作盤は制御室に設置され、安全上重要なパラメータの監視、運転操作に用いる。監視操作盤で考慮すべき経年変化は筐体(基礎ボルトを含む。)の腐食、電気部品及びケーブルの腐食・劣化である。監視操作盤は定期的な検査等において外観点検、消耗品の交換、盤内の清掃、絶縁抵抗測定等が適切に行われ、異常がないことを確認している。

以上の調査結果から、これまでの当該設備の健全性を維持するための点検・保守は妥当であると評価する。当該設備については、今後10年もこれまでの保全活動を継続する。

- ・外観点検、絶縁抵抗測定等…年1回

## ロ. 建家等

### (1)建家(実験棟A、実験棟B)

実験棟A及び実験棟Bは地上3階、地下1階の鉄筋コンクリート造りである。実験棟Aは、平面約42m×約54mで、S T A C Yの原子炉本体を設置する炉室(S)のほか、核燃料物質貯蔵設備、気体廃棄物廃棄設備等が設置されている。実験棟Bは、平面約50m×約44mで、分析設備、固体廃棄物廃棄施設、液体廃棄物廃棄施設等が設置されている。

建家で考慮すべき経年変化はコンクリートの中酸化、コンクリート及び鉄筋の腐食等、構造材の劣化である。

原子炉建家は定期的な検査等において外観に異常がないことを確認している。

また、東北地方太平洋沖地震後の2012年度及び2013年度には、建家全域の補修工事を行うとともに、2018年度には予防保全の観点から屋上の補修工事を行っている。加えて、2016年に実施した耐震改修設計に係る調査において、コンクリートの中酸化、

鉄筋腐食等の劣化がなく、健全な状態であることを確認している。コンクリートの劣化に関する調査は継続的に行い、健全性の確認を行う。

以上の調査結果から、これまでの当該設備の健全性を維持するための点検・保守は妥当であると評価する。当該設備については、今後10年もこれまでの保全活動を継続する。

・外観点検…年1回

## (2) 炉室 (S)

炉室 (S) で考慮すべき経年変化はコンクリート及び鉄筋の腐食、劣化並びに中性子照射によるコンクリートの劣化及び鉄筋の脆化である。

炉室 (S) は定期的な検査等において外観に異常がないことを確認している。また、2011年東北地方太平洋沖地震の後、2012年度に補修工事を行っている。さらに、2016年に実施した耐震改修設計に係る調査において、コンクリート及び鉄筋に中性化等による劣化がなく、健全な状態であることを確認しており、竣工当時の強度が維持されていると判断した。

中性子照射によるコンクリートの劣化の兆候が確認される中性子照射量は $10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>程度<sup>(4)</sup>、金属（炭素鋼）の脆化の兆候が確認される中性子照射量は $10^{18}$  n/cm<sup>2</sup>程度<sup>(1)</sup>であるのに対して、STACYのこれまでの全運転による中性子照射量は「2.2 設備機器の経年変化に関する評価」に示すとおり、保守的な評価をしても $7.2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup> であり、中性子照射によるコンクリートの劣化及び鉄筋の脆化のおそれがないことを確認した。

以上の調査結果から、これまでの点検・保守は妥当であると評価する。当該設備については、今後10年もこれまでの保全活動を継続するとともに、継続的に劣化の状況を調査し、健全性を維持する。

・外観点検…年1回

## 3) 総合評価

1995年5月から2022年9月の期間における設備の保全活動の実績を調査した結果、点検・保守、交換等が確実に行われていることを確認した。これらの活動においては、想定される経年変件事象の状態を把握し、劣化が進展した箇所について適切に交換・更新を実施するとともに、予防保全の観点からも消耗品を含めた部品の交換又は補修を実施する等、設備の健全性を維持するための取組みが確実に行われていることを確認した。

以上のことから、評価対象期間における保全活動内容は妥当であると評価する。

第2.1表 安全機能を有する構築物、系統及び機器とそれらの経年変化事象（1/6）

重要度 クラス	構築物、系統及び機器	保全活動 実績評価 対象	経年変化 評価対象	設計上考慮している 経年変化事象
PS-2	炉心タンク※	—	—	—
	格子板※	—	—	—
	格子板フレーム※	—	—	—
	給水停止スイッチ※	—	—	—
	監視操作盤	○	—	腐食、電気部品及びケーブルの劣化
	低速給水バイパス弁※	—	—	—
MS-2	核計装設備（安全保護系）	○	—	腐食、電気部品及びケーブルの劣化
	安全保護回路 原子炉停止回路、安全保護系 盤、スクラム遮断器盤、主電 源盤	○	—	腐食、電気部品及びケーブルの劣化
	安全板※	—	—	—
	急速排水弁※	—	—	—
	安全板駆動装置※	—	—	—
	ガイドピン※	—	—	—
	最大給水制限スイッチ※	—	—	—
排水開始スイッチ※	—	—	—	
PS-2 MS-2	低速給水吐出弁※	—	—	—
	低速流量調整弁※	—	—	—
PS-3	ウラン棒状燃料	—	—	—
	中性子毒物添加棒状燃料※	—	—	—
	起動用中性子源	—	—	—
	棒状燃料貯蔵設備 棒状燃料収納容器	—	—	—
	棒状燃料貯蔵設備Ⅱ 棒状燃料収納容器※	—	—	—
	溶液燃料貯蔵設備 U 溶液貯槽、U 溶液校正ポ ット、ノックアウトポット、 グローブボックス、主配管	—	—	—

※STACY更新に係る改造工事等で新設された機器

第2.1表 安全機能を有する構築物、系統及び機器とそれらの経年変化事象（2/6）

重要度 クラス	構築物、系統及び機器	保全活動 実績評価 対象	経年変化 評価対象	設計上考慮している 経年変化事象
PS-3	溶液燃料貯蔵設備 液位計、インターロック	—	—	—
	溶液燃料貯蔵設備 漏えい検知器、ドリフト レイ（グローブボックス 内、貯槽室内）	—	—	—
	粉末燃料貯蔵設備 Pu 保管ピット	—	—	—
	粉末燃料貯蔵設備 収納容器、受入エリアクレ ーン、保管エリアクレ ーン、その他（保管容器移動 台車、貯蔵容器移送クレ ーン）	—	—	—
	ウラン酸化物燃料収納架台	—	—	—
	コンパクト型ウラン黒鉛混合 燃料収納架台、ディスク型ウ ラン黒鉛混合燃料収納架台	—	—	—
	核計装設備（計測制御系）	—	—	—
	炉室(S)放射線量率計	—	—	—
	炉下室(S)放射線量率計	—	—	—
	サーボ型水位計※	—	—	—
	高速流量計及び低速流量計※	—	—	—
	炉心温度計※	—	—	—
	ダンプ槽温度計※	—	—	—
	ダンプ槽電導度計※	—	—	—
	モニタ盤	—	—	—
	高速給水ポンプ※	—	—	—
	高速給水吐出弁※	—	—	—
高速流量調整弁※	—	—	—	

※STACY更新に係る改造工事等で新設された機器

第2.1表 安全機能を有する構築物、系統及び機器とそれらの経年変化事象（3/6）

重要度 クラス	構築物、系統及び機器	保全活動 実績評価 対象	経年変化 評価対象	設計上考慮している 経年変化事象
PS-3	高速給水バイパス弁※	—	—	—
	低速給水ポンプ※	—	—	—
	インターロック盤	—	—	—
	中レベル廃液系 中レベル廃液貯槽、主配管、 ポンプ、弁	—	—	—
	中レベル廃液系 漏えい検知器、堰	—	—	—
	低レベル廃液系 低レベル廃液貯槽、主配管、 ポンプ、弁	—	—	—
	低レベル廃液系 漏えい検知器、堰	—	—	—
	極低レベル廃液系 極低レベル廃液貯槽、極低レ ベル廃液一時貯槽、排水槽 (Ⅰ)、(Ⅱ)、サンプルピット、配 管、ポンプ、弁	—	—	—
	極低レベル廃液系 漏えい検知器、堰	—	—	—
	有機廃液系 有機廃液貯槽B、主配管、ポ ンプ、弁	—	—	—
	有機廃液系 漏えい検知器、堰	—	—	—
	固体廃棄物保管室（Ⅰ）、 （Ⅱ）、 $\beta$ ・ $\gamma$ 固体廃棄物保管 室	—	—	—
	固定吸収体、構造材模擬体、 デブリ構造材模擬体、ボイド 模擬体、燃料試料挿入管、内 挿管※	—	—	—
	パルス中性子発生装置	—	—	—
分析設備 グローブボックス	—	—	—	

※STACY更新に係る改造工事等で新設された機器



第2.1表 安全機能を有する構築物、系統及び機器とそれらの経年変化事象（4/6）

重要度 クラス	構築物、系統及び機器	保全活動 実績評価 対象	経年変化 評価対象	設計上考慮している 経年変化事象
	プロセス冷却設備 密閉式熱交換器、冷却水循環ポンプ、放射能モニタ、配管、弁	—	—	—
	真空設備 真空ポンプ、ベントコンデンサ、気液分離槽、バッファ槽、封液槽、ドレンポット、封液冷却器、ドレン排出ポンプ、封液循環ポンプ、自動弁	—	—	—
	圧縮空気設備 非常用空気圧縮機、常用空気圧縮機、アフタークーラ、フィルタ、除湿器、主空気槽、エアラインスーツ用空気槽、遮断弁	—	—	—
	ホット分析機器試験設備 グローブボックス	—	—	—
	アルファ化学実験設備 グローブボックス	—	—	—
	燃取補助設備 蒸発缶給液槽、蒸発缶、精留塔、回収酸槽、回収水槽、その他（濃縮液受槽、グローブボックス、主配管）	—	—	—
PS-3 MS-3	通常排水弁※	—	—	—
	給排水系 主配管※	—	—	—
MS-3	炉室（S）	○	○	コンクリート及び鉄筋の劣化、腐食、中性子照射劣化
	炉室フード	—	—	—
	ダンプ槽※	—	—	—

※STACY更新に係る改造工事等で新設された機器

第2.1表 安全機能を有する構築物、系統及び機器とそれらの経年変化事象（5/6）

重要度 クラス	構築物、系統及び機器	保全活動 実績評価 対象	経年変化 評価対象	設計上考慮している 経年変化事象
MS-3	槽ベント設備 B ブロワ（予備機を含む）、 NOX 洗浄塔、オフガス洗浄 塔、デミスタ、ベント加熱 器、フィルタ、主配管	—	—	—
	槽ベント設備 B 燃調グローブボックス、貯 蔵グローブボックス	—	—	—
	槽ベント設備 D ブロワ（予備機を含む）、フ ィルタ、加熱器、主配管	—	—	—
	気体廃棄物処理設備 洗浄塔、加熱器、ブロワ、 フィルタ(I)、フィルタ(II)、 デミスタ、気体廃棄物処理グ ローブボックス、フード、主 配管	—	—	—
	排気筒	—	—	—
	作業環境モニタリング設備 室内ダストモニタ、室内ガ スモニタ、ガンマ線エリアモ ニタ、中性子線エリアモニタ	—	—	—
	排気筒モニタリング設備 排気筒ガスモニタ、排気筒 ダストモニタ	—	—	—
	炉室（S）換気空調設備	—	—	—
	非常用発電機	—	—	—
	無停電電源装置	—	—	—
実験棟A 建家換気空調装置	—	—	—	

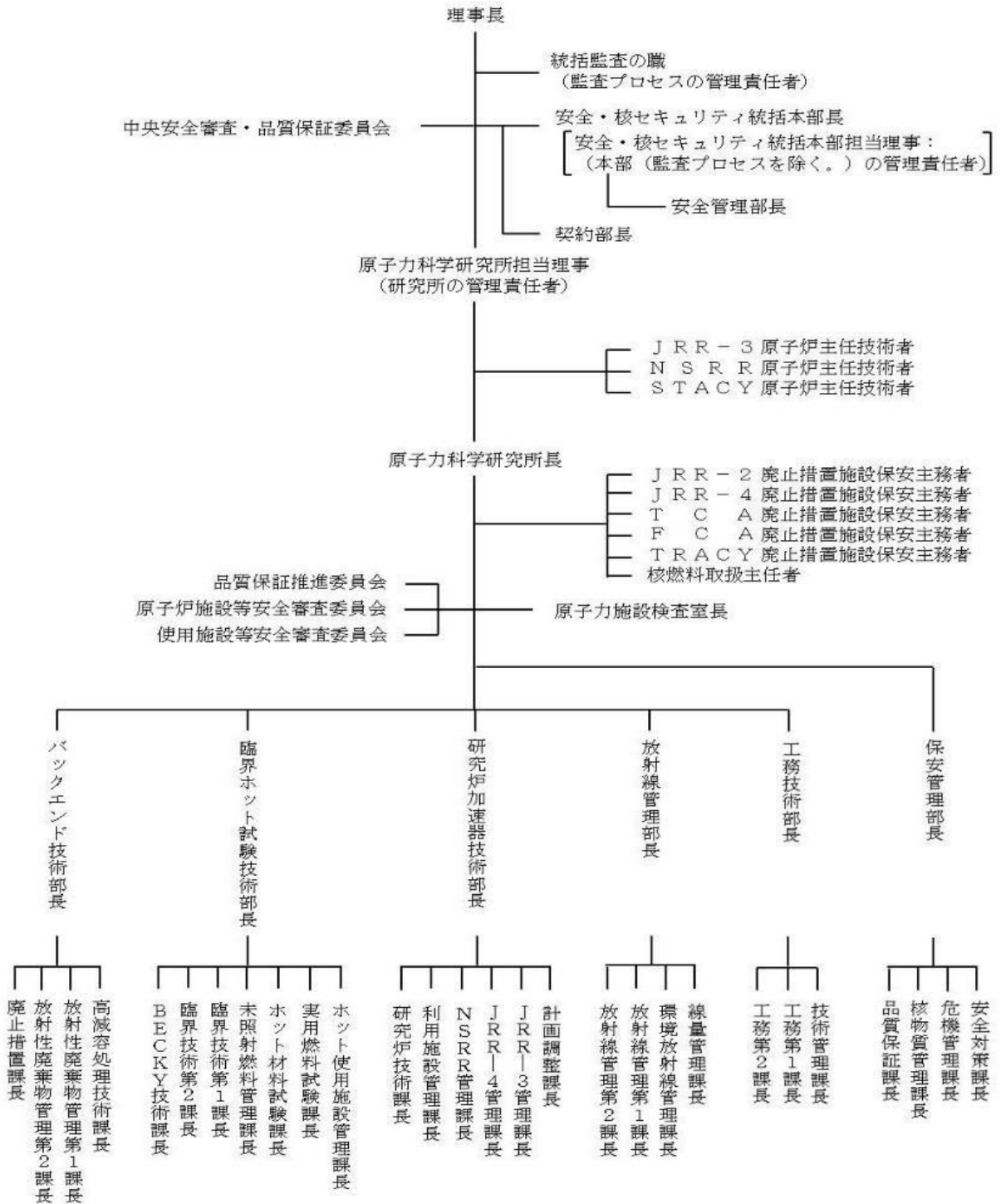
第2.1表 安全機能を有する構築物、系統及び機器とそれらの経年変化事象（6/6）

重要度 クラス	構築物、系統及び機器	保全活動 実績評価 対象	経年変化 評価対象	設計上考慮している 経年変化事象
MS-3	実験棟Aグローブボックス換気装置	—	—	—
	実験棟Aフード換気装置	—	—	—
	実験棟B建家換気空調装置	—	—	—
	実験棟Bグローブボックス換気装置	—	—	—
	実験棟Bフード換気装置	—	—	—
	消火設備 自動火災報知設備(感知器、 発信器、受信器)、屋内外消火 栓設備(工業用水受槽、電動消 火ポンプ、消火ポンプ起動装 置、屋内外消火栓)、連結散水 設備(消防ポンプ車送水接続 口、配管設備)、消火器	—	—	—
	安全避難通路等	—	—	—
	安全スイッチ	—	—	—
	通信連絡設備	—	—	—
	建家 実験棟A、実験棟B	○	○	コンクリート及び鉄筋の劣 化、腐食

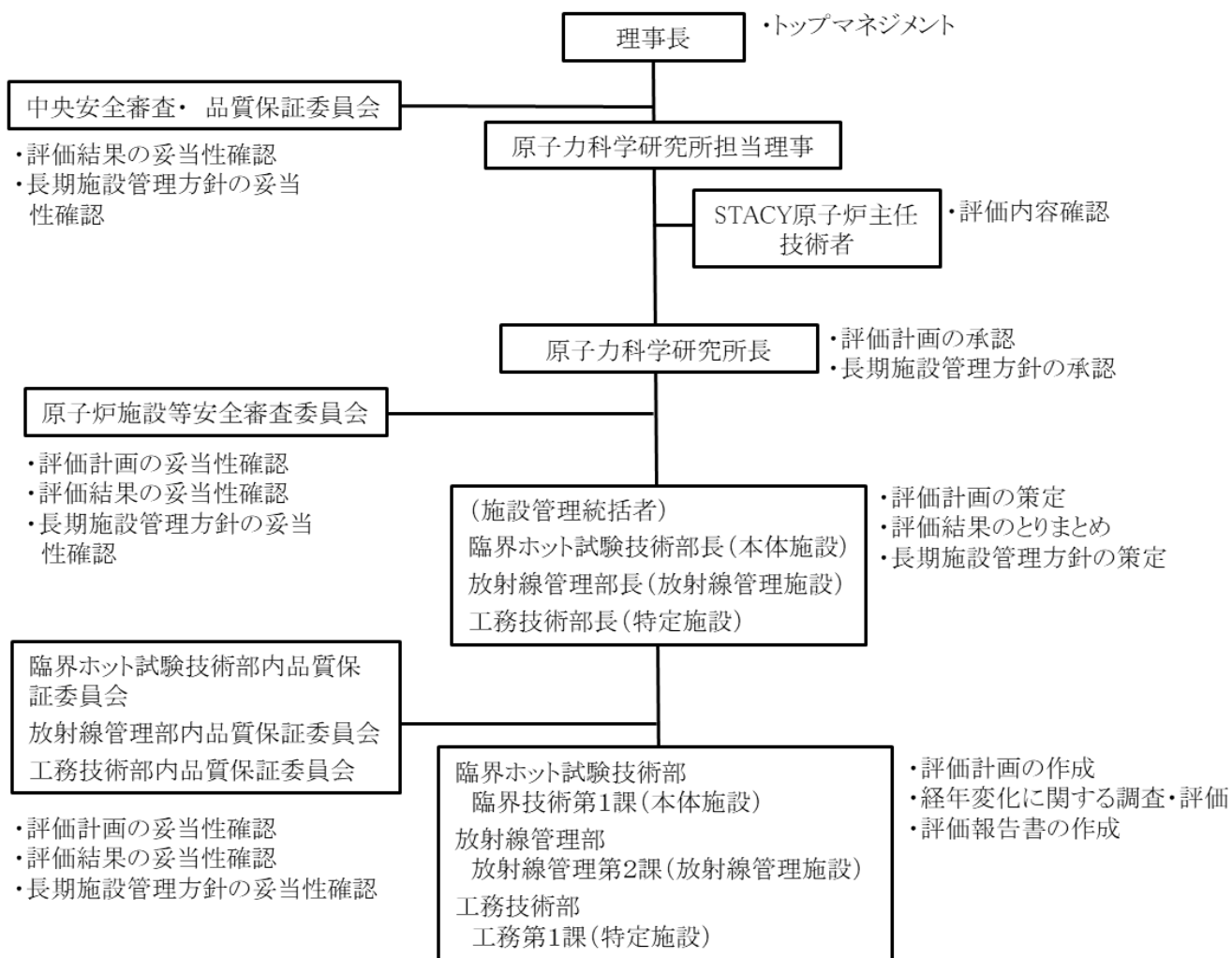
第 2.2 表 保全活動に関する評価対象機器等の部位毎の経年変化事象

評価対象となる構築物、 系統及び機器	部位	腐食	変形	劣化（絶縁低下、 中性化等）	摩耗	中性子照射 による劣化	応力腐食 割れ	熱時効
監視操作盤	電気部品	○	—	○	—	—	—	—
	ケーブル	○	—	○	—	—	—	—
	筐体	○	—	—	—	—	—	—
核計装設備 (安全保護系)	検出器	○	—	○	—	—*	—	—
	ケーブル	○	—	○	—	—*	—	—
	電気部品	○	—	○	—	—	—	—
安全保護回路 (原子炉停止回路、安全 保護系盤、スクラム遮断 器盤、主電源盤)	電気部品	○	—	○	—	—	—	—
	ケーブル	○	—	○	—	—	—	—
	筐体	○	—	—	—	—	—	—
建家	コンクリート	○	—	○	—	—	—	—
	鉄筋	○	—	—	—	—	—	—
炉室(S)	コンクリート	○	—	○	—	○	—	—
	鉄筋	○	—	—	—	○	—	—

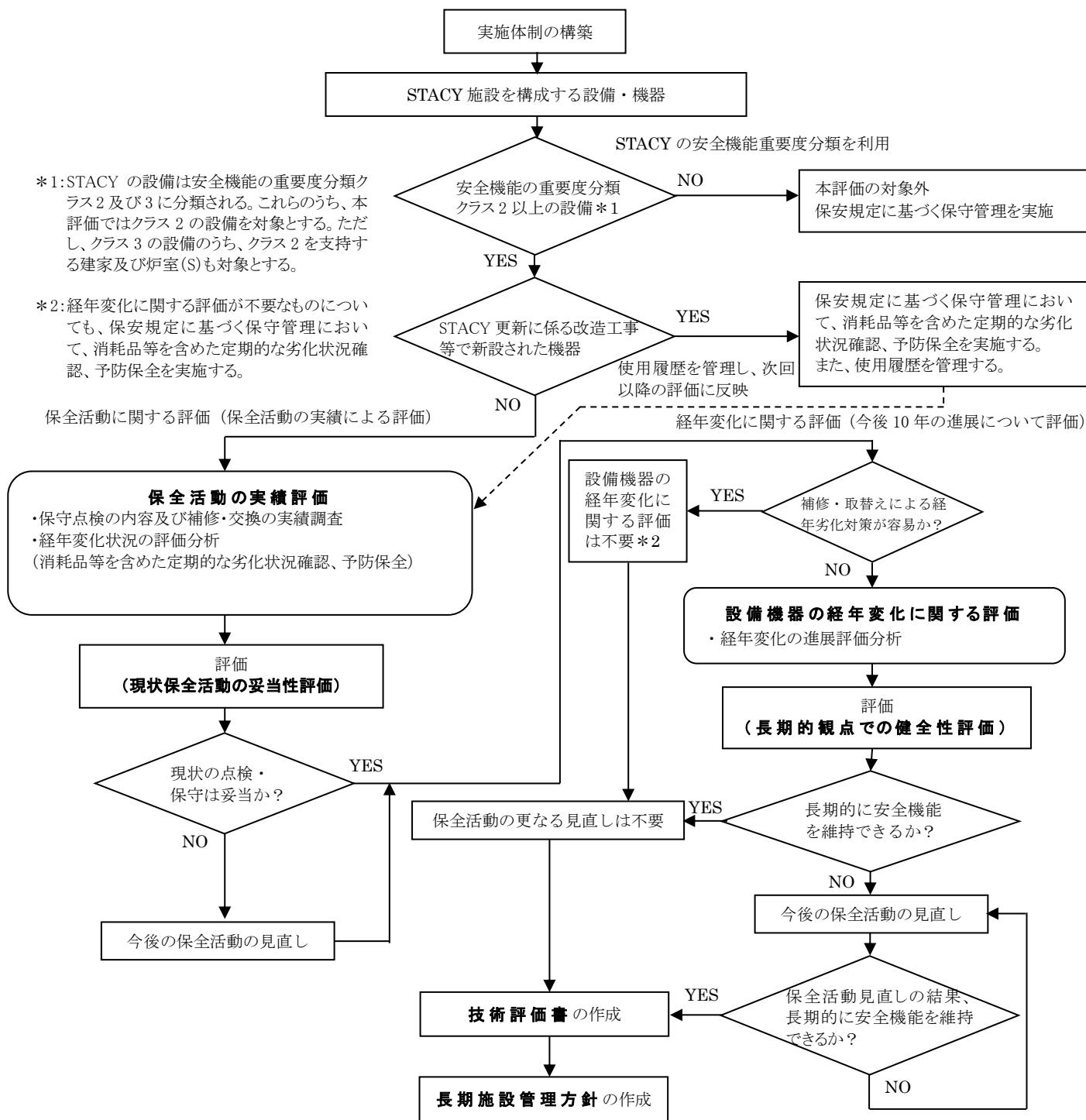
\* 核計装設備のうち、炉室(S)内に設置されている検出器及びケーブルの中性子照射による劣化は、絶縁劣化等の劣化に含めるものとする。



第 2.1 図 品質マネジメント計画書に基づく組織図



第 2.2 図 STACY の高経年化に関する評価の実施体制



第 2.3 図 高経年化に関する技術評価フロー

## 2.2 設備機器の経年変化に関する評価

安全機能を有する構築物、系統及び機器\*のうち補修・取替えによる経年劣化対策が容易でないものとして、建家（実験棟A及びB）、炉室（S）（以下「建家等」という。）のコンクリート劣化、構造材劣化について、経年変化に関する評価を行う。また、原子炉運転中に中性子の照射を受ける炉室（S）については、中性子照射によるコンクリート劣化についても評価を行う。

### 2.2.1 コンクリート劣化、構造材劣化

対象設備：建家等（建家（実験棟A及びB）、炉室（S））

#### 1) 使用状況

建家等で考慮すべき経年変化はコンクリート及び鉄筋の劣化である。建家等は設置から約30年が経過している。

建家等については、2011年の東北地方太平洋沖地震の後の2012年度及び2013年度に補修工事を行っている。また、2016年度には耐震改修設計のための調査を行っている。さらに、2018年には耐震性を向上させるため、耐震スリットを設ける工事を行っている。

#### 2) 調査結果

建家等は定期的な検査等における外観検査において、異常がないことを確認している。建家等は設置から30年程度であり、一般的に40年以上とされているコンクリートの耐用年数を超えるものではない。しかしながら、2011年の東北地方太平洋沖地震を受け、2012年度及び2013年度に補修工事を行い、建家等の健全性を維持している。

上記のとおり、外観にひび割れ等の異常がないことを確認していることに加え、外壁表面には仕上げ材が施工されていること、STACYのコンクリートの施工時期がアルカリ量及び塩化物量の規制に係るJIS改正（1986年）後の1989年～1992年であり、品質管理されたレディーミクストコンクリートを使用していることを総合的に勘案し、アルカリ骨材反応、塩害及び腐食については保全活動により健全性が維持されていると評価した。

また、2016年度には建家等の劣化状況調査として変形、亀裂、傾斜等がないことを確認するとともに、鉄筋コンクリート構造物の維持保全を考える上で基礎的な指標となる中性化深さJIS A 1152：2011「コンクリートの中性化深さの測定方法」に準拠した鉄筋コンクリートの中性化深さ等の調査を行い、鉄筋コンクリートの健全性が確保されていることを確認している。

中性化深さについては、以下に示す「岸谷式中性化速度式」<sup>(6)</sup>により現在（2023年1月）及び10年後（2033年1月）の中性化深さを評価した。

$$C = \alpha \cdot \beta \cdot \frac{(X-0.25)}{\sqrt{0.3 \cdot (1.15 + 3 \cdot X)}} \cdot R \cdot \sqrt{y}$$

ここで、

C：中性化深さの推定値（cm）

$\alpha$ ：環境条件による係数=1.7



$\beta$  : 仕上材による係数=1.0

$x$  : 水セメント比/100=0.6

$R$  : 中性化比率=1.0

$y$  : 設置からの経過年数 (年)

評価の結果、最も厳しい結果となった、仕上材が施工されていないコンクリート打ち放しの部位 (実験棟A炉室上部: 熱源近傍のため温度高、人の立入り頻度高) の中性化深さの推定値が2016年の時点において31.0mmであり、設置後約30年が経過した2023年1月現在で35.1mm、設置後約40年が経過する2033年1月には40.4mmの深さまで進展するおそれがあることを確認した。しかしながら、当該箇所のコンクリートのかぶり厚さは60mmであり、設置後約40年が経過しても健全性は維持されることを確認した。なお、2016年に実施した中性化深さの実測値は推定値の74%であり、推定値は実測値に対して保守的な評価となっていることから、実際には、より裕度があるものと推定される。

### 3) 評価

2012年度及び2013年度に補修工事を実施していること、定期的な検査等における外観検査において異常がないことを確認していること及びコンクリートの劣化調査並びに劣化の評価結果から、現在の管理を継続することで今後10年間も建家等の健全性は維持され、長期的に安全機能を維持できることを確認した。

#### 2.2.2 中性子照射によるコンクリートの劣化

対象設備: 炉室 (S)

##### 1) 使用状況

炉室 (S) の壁、床及び天井はSTACYの原子炉運転中、炉心から発生する中性子の照射を受ける。炉心から最も近い位置にあるコンクリートまでの距離は約2.5mである。

これまでのSTACY運転による総積算出力は約5.2 kW・hである。この積算出力から見積もられる総核分裂数は約 $5.85 \times 10^{17}$ 、総発生中性子数は約 $1.46 \times 10^{18}$  である。

##### 2) 調査結果

炉室 (S) 内の中性子照射量の評価を行った結果、約 $7.2 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>であり、中性子照射によりコンクリートの劣化の兆候が確認される $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup> <sup>(4)</sup> 及び鉄筋の劣化の兆候が確認される $1 \times 10^{18}$  n/cm<sup>2</sup> <sup>(1)</sup> に対して十分な裕度があることを確認した。評価に当たっては、保守的な設定として炉心内の燃料被覆管の位置における中性子束をMVP2 <sup>(7)</sup> 及びJENDL-3.3 <sup>(8)</sup> を用いて計算し、その中性子束により炉室 (S) の壁が照射されると仮定した。

また、上記評価と同様の保守的な条件において、今後10年間、STACYの最大年間出力3kW・hで運転を行ったと仮定しても、中性子照射量は $4.2 \times 10^{15}$  n/cm<sup>2</sup> であり、中性子照射によりコンクリート及び鉄筋が劣化し、強度が低下するおそれはない。

### 3) 評価

これまでの運転による炉室（S）の中性子照射量を評価し、保守的な評価をしてもコンクリート及び鉄筋が劣化しないことを確認した。また、今後10年間の保守的な条件下での運転を行っても、その中性子照射量はコンクリート及び鉄筋を劣化させるものではなく、強度が低下するおそれはないことから、長期的に安全機能を維持できることを確認した。

### 3. 今後の高経年化対策

今回実施した施設定期評価における高経年化に関する評価結果より、長期施設管理方針を策定した。

#### 3.1 保全活動及び経年変化に関する評価結果

保全活動の実績を調査した結果、点検・保守、交換等が確実に行われていることを確認した。これらの活動においては、想定される経年変件事象の状態を把握し、劣化が進展した箇所について適切に交換・更新を実施するとともに、予防保全の観点からも部品の交換又は補修を実施する等、設備の健全性を維持するための取組みが確実に行われていることを確認した。

以上のことから、評価対象期間における保全活動内容は妥当であると評価する。

設備機器の経年変化に関する評価については、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*のうち、補修・取替えによる経年劣化対策が容易でないものについて、構造、使用材料、使用条件等を考慮して抽出した経年変件事象に対して実施した保全活動の実績等を考慮し、10年後の経年変化による健全性評価を実施した。

評価の結果、10年後も健全性が維持される見込みであり、長期健全性が確保されることを確認した。

#### 3.2 長期施設管理方針

（始期：2023年9月13日、適用期間：10年間）

高経年化に関する評価の結果、高経年化対策として充実すべき施設管理の項目はない。

#### 4. まとめ

STACYの高経年化に関する評価として、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*について、現状の保全活動の妥当性評価及び長期的観点での健全性評価を実施した。評価対象は原子炉設置変更許可申請書における安全機能の重要度分類に基づき選定した。これらのうちSTACY更新に係る改造工事等で新設された設備機器は今回の評価の対象外とするが、保安規定に基づく保守管理において、消耗品を含めた定期的な劣化状況確認及び予防保全を実施する。また、使用履歴を管理し、次回以降の評価に反映する。

保全活動の実績評価については、これまでに実施した保守・点検の内容や補修・交換について、点検記録、検査記録、作業記録等を調査し、現状の保全活動が適切なものであることを確認した。

設備機器の経年変化に関する評価については、安全機能を有する構築物、系統及び機器\*のうち、補修・取替えによる経年劣化対策が容易でないものについて、構造、使用材料、使用条件等を考慮して抽出した経年変件事象に対して実施した保全活動の実績等を考慮し、10年後の経年変化による健全性評価を実施した。

以上の評価の結果、今までと同様の保全活動を継続することで、10年後も健全性が維持される見込みであることを確認した。

これらの評価に基づき、STACYの今後10年間の長期施設管理方針を策定した。今後とも定期的な検査等（定期事業者検査、自主検査、保守・点検等）による保全活動を行い、設備の健全性の維持に努める。

## 5. 参考文献

- (1) 中田 早人, 「原子炉容器鋼材の中性子照射脆化モデルの現状」, INSS ジャーナル, Vol. 3, PP. 276-284(1996)
- (2) 亀山雅司, PWR 炉内構造物の中性子照射誘起応力腐食割れに対する保全対策の検討」, 保全学 3(4) (2005)
- (3) M. Kodama, R. Katsura, J. Morisawa, S. Nishimura, S. Suzuki, K. Asano, K. Fukuya, K. Nakata, IASCC SUSCEPTIBILITY OF AUSTENITIC STEELS IRRADIATED TO HIGH NEUTRON FLUENCE Sixth International Symposium on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems Water Reactors, TMS, (1993)
- (4) 「中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響 NTEC-2019-1001」 NRA 技術報告 (2019)
- (5) 「原子炉材料ハンドブック」 日刊工業新聞社 (1977)
- (6) 「建築工事標準仕様書・同解説 JASS 5N 2013 (原子力発電所における鉄筋コンクリート工事)」 日本建築学会 (2013)
- (7) Y. Nagaya, T. Mori, K. Okumura and M. Nakagawa, “MVP/GMVP II: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods,” JAERI 1348 (2005).
- (8) K. Shibata, T. Kawano, T. Nakagawa, O. Iwamoto, J. Katakura, T. Fukahori, S. Chiba, A. Hasegawa, T. Murata, H. Matsunobu, T. Ohsawa, Y. Nakajima, T. Yoshida, A. Zukeran, M. Kawai, M. Baba, M. Ishikawa, T. Asami, T. Watanabe, Y. Watanabe, M. Igashira, N. Yamamuro, H. Kitazawa, N. Yamano and H. Takano: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3,” J. Nucl. Sci. Technol. 39, 1125 (2002).
- (9) 「原子力発電所の高経年化対策実施基準」 日本原子力学会 (2008)
- (10) R. G. Jaeger et al., Engineering Compendium On Radiation Shielding Volume II Shielding Materials. (1975)