

研究用原子炉(KUR)
施設定期評価実施報告書
(高経年化に関する評価)

令和5年8月
[改訂] 令和5年10月

京都大学複合原子力科学研究所

所長承認	原子炉主任技術者 承認	作成

改訂履歴

日付	説明・備考
2023/8/8	2023年8月3日の臨時原子炉安全委員会における審議を経て、原子炉主任技術者及び複合原子力科学研究所長により承認
2023/10/27	2023年10月23日の原子炉安全委員会における改訂版の審議を経て、原子炉主任技術者及び複合原子力科学研究所長により承認

目次

1. KUR の概要	1
1.1 原子炉設置変更承認の経緯	1
1.2 KUR の概要	2
1.3 KUR の運転実績	13
2. 経年劣化に関する調査及び評価	15
2.1 保守点検の実績調査(経年劣化の状況の調査)及び評価	17
2.2 経年劣化事象の抽出	22
2.3 経年劣化事象と要因分析	24
2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	30
2.5 まとめ	35
3. 長期施設管理方針の立案	36
4. 高経年化評価実施体制及び品質マネジメント体制	37
5. 参考文献	38

1.KUR の概要

1.1 原子炉設置変更承認の経緯

研究用原子炉(KUR)の原子炉設置変更承認の経緯を表 1 に示す。

表 1 研究用原子炉(KUR)の原子炉設置変更承認の経緯

承認年月日	承認番号	備考
昭和 37 年 3 月 15 日	37 原 第 1040 号	原子炉設置
昭和 39 年 12 月 5 日	39 原 第 3953 号	KURの制御体の反応度変更
昭和 42 年 3 月 24 日	42 原 第 1232 号	KURの低温照射装置の設置
昭和 42 年 12 月 20 日	42 原 第 5684 号	KURの出力上昇
昭和 46 年 10 月 12 日	46 原 第 7140 号	KURの燃料要素中のウラン含有量増加
昭和 49 年 4 月 27 日	49 原 第 3982 号	KURの使用目的変更(医療照射の追加)
昭和 53 年 2 月 28 日	53 安(原規)第 84 号	使用済燃料ラック増設及び使用済燃料の処分の方法の変更
昭和 59 年 2 月 28 日	59 安(原規)第 44 号	KURの制御材の反応度制御能力の変更
昭和 59 年 8 月 25 日	59 安(原規)第 167 号	冷中性子源設備の新設及び使用済燃料室の増設
平成 3 年 3 月 22 日	3 安(原規)第 135 号	低濃縮ウランサイト・アルミニウム分散型標準燃料要素の製作、1 次循環ポンプ駆動電源の一部改造、非常用排風機の改造等
平成 8 年 5 月 8 日	8 安(原規)第 143 号	精密制御照射管の設置
平成 10 年 9 月 4 日	10 安(原規)第 179 号	使用済燃料室の天井走行型クレーンの変更
平成 20 年 2 月 22 日	18 学文科科第 766 号	燃料の低濃縮化
平成 25 年 12 月 17 日	原規研発第 1312172 号	固形廃棄物倉庫の増設、冷中性子源設備の使用の取り止め
平成 28 年 9 月 21 日	原規規発第 1609212 号	新規制基準に適合させるための変更等
令和元年 9 月 19 日	原規規発第 1909192 号	核燃料貯蔵設備への制限の追加
令和 2 年 6 月 26 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
令和 5 年 6 月 22 日	原規規発第 2306222 号	標準応答スペクトルの規制への取り入れに伴う「試験研究の用に供する原子炉等の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」の改正に適合するように記載を変更

1.2 KUR の概要

核物質防護上の理由により、一部マスキング

1.2.1 原子炉の型式

水泳プール系タンク型炉心固定

濃縮ウランを燃料とし軽水減速冷却材とする不均質型

熱出力 5,000 kW

基数 1 基

1.2.2 原子炉本体

原子炉本体は、炉心及び炉心構造物で構成する。炉心は燃料要素、反射体要素、制御棒要素、プラグ、各種輸送管等で構成される。炉心構造物は、格子板等の炉心構造体及び炉心周囲にある重水熱中性子設備、黒鉛熱中性子設備、放射孔、照射孔等の実験設備で構成される。炉心タンクは厚さ約 1.2cm のアルミニウム合金製であり、直径は約 200 cm、深さは約 820 cmである。なお、水面上部は大気に接した自由水面なのでタンクにかかる圧力は水頭圧によるもののみである。

1.2.3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(1) 新燃料貯蔵設備

所内トレーサ棟に鉄筋コンクリート製、鉄製扉を持つ新燃料貯蔵室を設ける。新燃料要素の到着後装荷までの間、或いは燃料の試験等のため照射したもので表面線量が一定値を超えない燃料要素を最大 ■■■ 本貯蔵できる。貯蔵室にはラックがあり、この中に燃料要素を貯蔵する。

(2) 炉心タンク内燃料貯蔵設備

炉心タンク内壁に沿って燃料貯蔵用ラックが設けてある。このラックは装荷前に一時的に貯蔵される新燃料要素、使用済燃料で再び燃料として使用する予定のもの等を最大 ■■■ 本貯蔵できる。

(3) 使用済燃料貯蔵設備

使用済燃料を貯蔵するためのプールを、使用済燃料プール室及び使用済燃料室の 2 箇所

1.2.4 原子炉冷却系統施設

(1) 1 次冷却設備

1) 冷却材の種類：イオン交換により浄化された軽水。

2) 主要な機器及び管の個数及び構造

a. 1 次循環ポンプ： 3 台

b. 熱交換器：3 台

c. 主閉鎖弁：炉心タンク出入口にそれぞれ手動による閉鎖弁各 1 個

- d. 水圧駆動弁：炉心タンク出口に 1 個
- e. 逆止弁：炉心タンク入口に 1 個
- f. 1 次冷却系の構成、流量条件：1 次冷却系は全体としては 1 系統であるが、途中で分岐して 3 台の 1 次循環ポンプと 3 台の熱交換器を並列に設けている。
配管の材質は、主としてアルミニウム合金である。
原子炉の出力運転時における 1 次冷却水の通常運転流量（標準値）は、約 900m³/h、通常運転流量（最小値）は、約 800m³/h とし、炉心出口 1 次冷却水温度を 55°C 以下に保つ。1 次循環ポンプの運転台数は 2 台、熱交換器の運転台数は 2 台又は 3 台であり、熱交換器 2 台運転の際に 1 次冷却水の流量は最小となる。
- g. 1 次浄化設備：1 次冷却水を常時循環浄化するため混床式イオン交換塔 2 基から成る浄化設備を 1 組設ける。
- h. 自然循環弁：炉心下部に 1 次冷却水が停止したとき自動的に開いて炉心を自然循環によって冷却するための弁を設ける。自然循環流路が開いた時は同時に 1 次流路を閉じるようになっている。
- i. 冠水維持バウンダリ：炉心タンク(放射孔、照射孔、計測孔等の冠水維持に係る部分を含む)、炉心直下 1 次系配管(主閉鎖弁、水圧駆動弁、逆止弁を含む)

3)冷却材の温度及び圧力

炉心タンク出口における最高温度は 55°C である。炉心タンクは加圧式ではない。

(2) 2 次冷却設備

1)冷却材の種類

所内の浄水を用いる。循環使用し、冷却塔にて蒸発等による消耗分を補給する。

2)主要な機器及び管の個数及び構造

- a. 配管：熱交換器の 2 次側と冷却塔との間を循環させるループ状の配管で、主な材料は鋼。
- b. 2 次循環ポンプ：3 台
- c. 冷却塔：3 セル並列式
湿球温度 31°C において入口温度 45.1°C、流量 720m³/h の水を出口温度 39.1°C まで下げ得る能力をもつ。
- d. 濾過器：混入する粉塵等の除去のため、冷却塔プールより熱交換器にもどる途中に濾過器を設ける。
- e. 弁類：1 式

原子炉の出力運転時における 2 次冷却水の通常運転流量（標準値）は、約 720m³/h、通常運転流量（最小値）は、約 500m³/h とし、炉心出口 1 次冷却水温度を 55°C 以下に、かつ、2 次冷却水の熱交換器出口温度を 48°C 以下に保つ。

2 次循環ポンプの運転台数は 2 台、熱交換器の運転台数は 2 台又は 3 台であり、熱交換器 2 台の運転の際に 2 次冷却水の流量は最小となる。

(3) 非常用冷却設備

1) 冷却材の種類：所内の浄水を用いる。

2) 主要な機器及び管の個数及び構造

電動及び手動によって開閉する弁があり、炉心タンク水の異常漏えいの際して炉心上部より注水できるようになっている。この水は屋外に設けた容量約 100m³ の高架水槽から供給され、流量は 1 時間約 20m³ 程度とする。

また、1 次冷却水の漏えいに対処する設備として、サブパイルルームに漏えいした 1 次冷却水を再び炉心タンクへ汲み上げる容量約 15m³/h のポンプを 2 台備える。

1.2.5 計測制御系統施設

(1) 計装

1) 核計装の種類：下記の 6 系統。

a. 第 1 及び第 2 系統

検 出 器：高感度核分裂計数管

検出器位置：炉心上部、交互引抜き式

b. 第 3 及び第 4 系統

検 出 器：補償型電離箱

位 置：炉心下部、固定式

c. 第 5 及び第 6 系統

検 出 器：非補償型電離箱

位 置：炉心下部、固定式

2) その他の主要な計装の種類

a. 原子炉本体プロセス計測装置

温度計：炉心部、原子炉タンク入口及び出口で測定。

原子炉タンク液面計：原子炉制御室にて表示される。

1 次冷却水流量計：炉心直下及びサブパイルルームの 1 次冷却水配管中に設けられる。

原子炉制御室に指示又は記録される。

電気伝導度計：1 次冷却水配管、補給水タンク、イオン交換塔出入口で測定。

原子炉制御室にて記録される。

b. 冷却系統用プロセス計測装置

前項で示したもののほか次の計測装置を設ける。

1 次循環ポンプ出口における圧力：現場指示式

熱交換器の 1 次・2 次側における圧力：原子炉制御室に指示される。

2 次冷却水流量及び熱交換器出入口における温度：記録式

2 次冷却水冷却塔プール水面計：現場指示

1 次浄化設備への流量及びイオン交換塔入口における温度：記録式

c. 燃料破損検出系統設備

1 次浄化設備のイオン交換塔にガンマ線検出器を設け、計数の増加によって燃料の破損を検出する。

(2) 安全保護回路

1) 原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路として、スクラム回路及び一せい挿入回路を設ける。

スクラム回路は、粗調整用制御棒保持電磁石の電流を遮断することにより原子炉を緊急停止する。

スクラム回路及び一せい挿入回路は、リレー、半導体スイッチ等のハードウェアによる構成とし、電子計算機等は用いず、不正アクセス、コンピュータウイルス等の対策を施す必要がない設計となっている。

2) その他の主要な安全保護回路の種類

a. 警報

出力、温度、圧力、流量、水位、放射能等の測定値が設定値を超えた場合など、原子炉の安全性に影響を与えるおそれのある異常が発生した場合に、警報を発する回路を設けている。

b. 起動インターロック

起動インターロックとして次のものを設ける。

- i. 所定の安全回路が作動しないとき、粗調整用制御棒は引き抜けない。
- ii. 第 1 及び第 2 系統の計数回路の計数率が 2cps 未満のときは粗調整用制御棒は引き抜けない。
- iii. 粗調整用制御棒が 1 本でもシムレンジ（粗調整用制御棒を 50%以上引き抜いた状態をいう。）以下のときは、微調整用制御棒が最下位になれば、粗調整用制御棒は引き抜けない。
- iv. 全粗調整用制御棒がシムレンジになれば、微調整用制御棒は引き抜けない。
- v. 炉心部温度計の指示値が 10°C以下のとき、粗調整用制御棒は引き抜けない。
- vi. 自然循環運転時に炉心部温度計の指示値が 45°C以上のときはいずれの制御棒も引き抜けない。

(3) 制御設備

1) 制御棒の個数及び構造

粗調整用制御棒は 4 本で材質はボロステンレス鋼。

微調整用制御棒は 1 本で材質はボロステンレス鋼。

2) 制御棒駆動装置の個数及び構造

上記粗調整用制御棒は、約 600 cmの長さのアルミニウム合金製延長部につながり、この延長部の上端は水面上において懸吊用電磁石で保持される。この電磁石は電動機

により、約 100 cmの長さの制御棒案内管中を上下するが、その速度は約 11 cm/min である。スクラム時にはスクラム信号と同時に電磁石電流が遮断され、制御棒は自然落下により炉心に挿入される。スクラム信号を受けてから完全に落下し終わるのに要する時間は約 0.6s である。また、駆動装置は 3 本以上の粗調整用制御棒を同時に引き抜くことができず、かつ 50%以上抜いた状態（シムレンジ）では 1 本しか引き抜くことができないようにインターロックを設けられている。

微調整用駆動装置は 1 系統で駆動速度が約 1 cm/s である。スクラム動作は行わない。

3) 反応度制御能力

	粗調整用制御棒	微調整用制御棒
制御棒 1 本あたりの反応度抑制効果	2% $\Delta k/k \sim 4\% \Delta k/k$	0.1% $\Delta k/k \sim 0.5\% \Delta k/k$
制御棒 1 本あたりの最大反応度付加率	0.015 % $\Delta k/k/s$	0.030 % $\Delta k/k/s$
粗調整用制御棒全体としての反応度抑制効果 (最小値)	5 % $\Delta k/k$ と過剰反応度の和	
反応度停止余裕 (最大反応度値制御棒 1 本引き抜き時)	1% $\Delta k/k$ 以上	

4) 非常用制御設備

前項の粗調整用制御棒が安全棒としての働きを兼備しているが、別途下記の設備がある。

a. 制御材及び主要な機器の個数及び構造

ホウ素 10 を 2.3 kg 以上含むホウ酸（天然同位体組成のホウ酸の場合約 71.4kg）の入った保管容器 1 個を炉頂に設け非常の場合中性子吸収材を炉心に投入できる。

b. 反応度制御能力：1% $\Delta k/k$ 以上

5) その他の主要な事項

中央管理室

制御室に集められる警報のうち、特に重要な警報を中央管理室に集める。また、制御室が使用できない状況であっても、非常警報による研究用原子炉のスクラム、放送等の緊急操作を行うことができるものとする。なお、中央管理室には、常時職員等が詰めている。

1.2.6 放射性廃棄物の廃棄施設

(1) 気体廃棄物の廃棄設備

1) 構造

気体廃棄物は、原子炉室、ホットケープ、ホットラボラトリ、使用済燃料室および廃棄物処理棟の各系統ごとにグラスウールフィルタ、高性能フィルタ等を収めた排気浄化設備を通して処理し、排風機により排出する。

このほか原子炉室には、非常用排気系統があり、活性炭フィルタを加えた排気系統設

備及び排風機から構成されている。

2) 廃棄物の処理能力

気体廃棄物排気設備の系統捕集効率は直径 $0.3\mu\text{m}$ 以上の粒子に対して 99.5%以上。

活性炭フィルタの捕集効率はよう素ガスに対して 99%以上。

原子炉室の排風機の排気能力は $30,000\text{m}^3/\text{h}$ 以上。

非常用排風機は 2 台であって、それぞれの排気能力は $250\text{m}^3/\text{h}$ 以上。

3) 排気口の位置

原子炉棟の近くに独立して、高さ約 35m、直径約 1.5m の鋼製のスタックがある。このスタックからは原子炉棟のすべての廃気を排出する。

(2) 液体廃棄物の廃棄設備

1) 構造

管理区域内で発生した放射性廃水は、排水管（二重管）あるいはタンク車により廃棄物処理場へ送り、処理する。

液体廃棄物の処理設備は、中放射性廃水処理系統と弱放射性廃水処理系統の 2 系統。

処理方式は、蒸発濃縮処理、凝集沈殿ろ過処理、イオン交換処理が主体である。凝集沈殿汚泥は、凍結再融解法により濃縮する。

2) 主な機器

廃液貯留槽

蒸発濃縮処理装置 1 系統

凝集沈殿処理装置 2 系統

イオン交換処理装置 2 系統

凍結再融解装置

希釈配管

監視貯留槽

3) 廃棄物の処理能力

蒸発濃縮処理、凝集沈殿処理、イオン交換処理あるいは希釈処理によって法令の定める排出濃度限度以下の濃度で排水する。

4) 排水口の位置

排水口は廃棄物処理棟の北側隅に設ける。

(3) 固体廃棄物の廃棄設備

1) 構造

固体廃棄物は必要に応じ減容処理装置により減容し固形廃棄物倉庫に貯蔵する。

第 1 固形廃棄物倉庫はコンクリートブロック構造で床面積約 100m^2 、第 2 固形廃棄物倉庫は鉄筋コンクリート構造で床面積約 300m^2 。

2) 廃棄物の処理能力

減容処理装置（200 リットルドラム缶換算） 1 本/日以上

固形廃棄物倉庫収容能力（200 リットルドラム缶換算）

第 1 固形廃棄物倉庫 約 250 本

第 2 固形廃棄物倉庫 約 750 本

(4) その他の主要な事項

固体廃棄物の廃棄設備は臨界実験装置と共用である。

1.2.7 放射線管理施設

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

1) 放射線監視設備

定置式監視装置

移動式監視装置

手足衣モニタ及び個人管理用計器

分析用放射線測定装置

2) 放射線管理設備

所員、共同利用研究員、一般の出入管理、汚染の管理、放射線分析業務を行うため、校正室、除染室、保健物理室等がある。

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

1) 構内モニタリングステーション

中央観測所に空間線量率計を設けて連続測定し、指示、記録する。空間線量率が設定値を超えた場合は中央観測所及び中央管理室において警報が発報する。

2) 周辺監視区域モニタ

敷地周辺 4 箇所に空間線量率計を設けて連続測定し、中央観測所において指示、記録する。空間線量率が設定値を超えた場合は中央観測所及び中央管理室において警報が発報する。

3) 気象観測設備

気象観測塔（地上高約 35m 4 階）

4) その他

屋外の放射線の管理及び気象データを得るために中央観測所、試料調整室等を設ける。また、屋外のモニタリング及びサンプリングのために自動車を常備し、適宜移動して測定監視を行う。

1.2.8 原子炉格納施設

(1) 構造

原子炉格納施設とホットラボラトリは一棟の建物とし、原子炉室への出入はホットラボラトリを通じて行う。原子炉格納施設とホットラボラトリは別の基礎の上に建てられておりこの間の接続は可とう（撓）結合になっている。

空気調整器、排気浄化設備はホットラボラトリに設けられている。

スタックはさらに独立して設けられており、地上約 35m とし、これと排風機とは、地下道により連結されている。

原子炉格納施設は地上約 22m、地下約 7m、直径約 28m の円筒形の建物で、これにエレベータ用シャフトと原子炉制御室がこの円筒形の外側についている。

すべて鉄筋コンクリート構造となっているが、さらに厚さ約 3 mmの鉄板張を施し気密性能を向上せしめている。また、非常時に原子炉格納施設と外部との空気の流れを水により遮断（水封という。）するために、水槽及び給水用配管と弁（電動弁及び手動弁）からなる水封装置が給気用ダクト及び排気用ダクトに各 1 基設置されている。

原子炉冷却塔は原子炉格納施設の外部に設け、2 次冷却水配管により熱交換器と連結する。

(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

1) 設計圧力

原子炉格納施設の設計圧力は内外圧それぞれ 0.07 気圧とし風圧その他はすべて建築基準法によるものとする。

2) 設計温度

設計温度は次の通りとする。

原子炉格納施設 常温

3) 漏えい率

- a. 水封装置を作動させ、非常用排風機により原子炉格納施設の内部を負圧とした場合、内外差圧水柱約 20 mm（約 196 Pa）において 24 時間の空気漏えい量は 3%以下。
- b. 中性子飛行時間測定等のための管、その他配管、配線の気密壁貫通部分は厳重な気密構造となっている。

(3) その他の主要な事項

原子炉格納施設にはこのほか次の設備を有する。

常時人の出入口 1 箇所

非常口 1 箇所

大型機材搬出入口 1 箇所

換気ダクト非常用ダンパ及び水封装置

緊急時散水設備

大型機材搬出入ハッチ

天井せん回クレーン

1.2.9 その他原子炉の附属施設

(1) 非常用電源設備の構造

商用電源の喪失に備えて、停電後約 1 分間以内に起動できるディーゼル発電機 2 基

(容量は 75kVA 以上とし、原子炉棟と臨界集合体棟に各 1 基を設置する。) 及び蓄電池設備をおく。ディーゼル発電機のうち、1 基から所定の負荷に受電する。もう 1 基のディーゼル発電機は起動したまま待機状態とし、必要に応じて切り替えて受電出来る設計である。

- 1) ディーゼル発電機は操作用蓄電池を備え、次の系統等に給電する。また、臨界集合体棟の非常用電源設備から給電する系統も同様。

原子炉制御系統 (核計装、プロセス計測装置、安全保護回路、燃料破損検出系統装置等)

原子炉格納施設非常用排風機 (排風機、ダンパ)

非常警報設備

非常用照明

定置式放射線監視設備

非常用の給水設備 (サブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプ、使用済燃料プール水汲み上げポンプ等)

なお、上記給電先のうち、原子炉制御系統とサブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプについては、給電系統を 2 重化し、給電系統の単一故障時にも必要な給電が行える設計である。

- 2) 蓄電池設備はディーゼル発電機が起動するまでの間安全保護回路及び主要な計装設備に給電する。

(2) 主要な実験設備の構造

1) 照射設備

炉心周囲には、タンクの側壁を貫通して次のような実験設備が設けられ、炉心に達している。一般にアルミニウム合金製である。

a. 直径 20 cm の中性子放射孔 2 本 (B-1、B-4)

b. 直径 15 cm の中性子放射孔 2 本 (B-2、B-3)

c. 直径 15 cm の照射孔 2 本 (E-3、E-4)

以上 6 本の放射孔及び照射孔は炉心からほぼ放射状に水平に設けられ、それぞれ炉心タンクに溶接された先端密閉の外筒と内筒をもつ 2 重管構造とする。内筒の間には水または炭酸ガスなどを充満させることができる。

d. 重水熱中性子設備

e. 黒鉛熱中性子設備

これらの 2 つの設備は、炉心タンク壁を貫通し、それぞれ炉心の直方体の 1 面に先端を接して設ける。外壁は炉心タンクに溶接されてタンクの一部を形成する。重水設備は約 2.5m³ の重水を満たした重水タンクを、黒鉛設備は断面 1.5m×1.5m、長さ 2.1m の黒鉛の集合体をもっている。また、それぞれの外側に開閉自在の遮蔽扉が設けられる。

さらに、黒鉛設備には冷中性子源設備の一部として、外径約 35cm の球状の冷減速材

槽部及び外径約 10cm の冷減速材移送管部が組み込まれるとともに、内径約 3.5cm の黒鉛設備圧気輸送管 1 本が設けられる。なお、冷中性子源設備は冷中性子源としての使用は取り止めており、中性子ビーム孔としてのみ使用している。

f. 直径 15 cm の貫通孔 1 本 (T-1)

炉心のすぐ近くに設けられる。

g. 直径 10 cm の照射孔 2 本 (E-1、E-2)

重水設備の重水タンクに先端を接して水平に設けられる。

h. 傾斜照射孔 1 本

直径 10 cm のゆるやかにわん曲したアルミニウム合金製の照射孔で炉体上部でタンク壁を貫通し、先端部が炉心側面に沿うように設けられる。送入口は炉体上部のサブプールに設ける。常時水が満たされる。

i. 水压輸送管 1 本

上述のサブプールから炉心の中心部に達する照射試料輸送管で、先端部が閉じられる。管の内径は約 3.5 cm である。内部に水を満たす。

j. 圧気輸送管 3 本

炉心タンク側壁上部を貫通し、先端は炉心部の外側に達している。試料の送受口はホットラボラトリに設ける。管の内径はいずれも約 3.5 cm である。

2) 精密制御照射管

炉心内最外周部に次表のような精密制御照射管が附設されている。

設備の名称	設置する位置	精密制御照射管の材質及び使用条件	照射する物質	
			核燃料物質の種類と量	核燃料でない物質
精密制御照射管	炉心内最外周部 「い7」、「い8」又は「い9」 (取外し可能とする)	材質:アルミニウム合金 使用条件:内圧は負圧(照射中はヘリウムガスを充填)、照射する試料の温度は表面で 500°C 以下	トリウム 10g 天然ウラン 2g 相当以下。アルミニウム等の被覆をした上照射する。	原則としてアルミニウム等のカプセルに入れて照射する。照射する物質は爆発を起こさずかつカプセルに過大な変形を与えないものとする。

(3) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための設備

多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のため以下の設備等を設けている。

1) 止水設備

炉心直下配管の主閉鎖弁より炉心タンクに近い側で全周破断が起きた場合でも、急激な水位の低下を防止できる止水設備を設けている。

2) 可搬型消防ポンプ及び 40 トン水タンク

恒設の非常用給水設備が全て使用できない場合でも、炉心タンクに給水できるようにするため、可搬型消防ポンプとその水源として原子炉棟の屋外に 40 トン水タンクを設けている。

3) 防護器材

炉心タンク内の燃料が損傷した場合でも、放射性物質の炉室内への拡散を抑制するために、炉頂のトップシールド部全体をシート等で覆う。この作業を行う作業者の被ばく防護のためのマスク等の防護器材を用意している。

(4) その他の主要な事項

- 1) 消火、散水栓のための送水ポンプ1基をディーゼルポンプとし、停電と同時にエンジンに切り換え、送水できるようになっている。
- 2) 倉庫において、管理区域内で使用した機器等の保管を行う。

1.3 KUR の運転実績

KUR が初臨界となった昭和 39 年(1964 年)から令和 4 年度(2022 年度) (令和 5 年(2023 年)3 月)までの運転実績を表 2 に示す。

表 2 運転開始から令和 5 年(2023 年)3 月までの運転実績

年(1 月～12 月)	運転時間[h]	年間積算熱出力[kWh]	全積算熱出力[kWh]
1964 年(S39)	348.00	210,138.00	210,138.00
1965 年(S40)	1,168.00	930,704.00	1,140,842.00
1966 年(S41)	1,551.00	1,346,591.00	2,487,433.00
1967 年(S42)	2,369.00	2,251,939.00	4,739,372.00
1968 年(S43)	2,119.00	4,636,722.00	9,376,094.00
1969 年(S44)	2,496.00	9,127,152.00	18,503,246.00
1970 年(S45)	2,889.00	14,002,354.00	32,505,600.00
1971 年(S46)	2,313.00	11,158,026.00	43,663,626.00
1972 年(S47)	2,555.00	12,108,677.00	55,772,303.00
1973 年(S48)	1,975.00	9,623,391.00	65,395,694.00
1974 年(S49)	1,796.00	8,634,686.00	74,030,380.00
1975 年(S50)	1,973.00	9,526,592.00	83,556,972.00
1976 年(S51)	1,888.00	9,138,012.00	92,694,984.00
1977 年(S52)	1,905.00	9,307,662.00	102,002,646.00
1978 年(S53)	2,029.00	9,948,910.00	111,951,556.00
1979 年(S54)	2,040.00	10,028,889.00	121,980,445.00
1980 年(S55)	1,487.00	7,277,860.00	129,258,305.00
1981 年(S56)	1,508.00	7,386,267.00	136,644,572.00
1982 年(S57)	1,622.00	8,014,757.00	144,659,329.00
1983 年(S58)	1,775.00	8,725,943.00	153,385,272.00
1984 年(S59)	2,246.00	11,140,154.00	164,525,426.00
1985 年(S60)	1,789.00	8,821,289.00	173,346,715.00
1986 年(S61)	1,109.00	5,421,717.00	178,768,432.00
1987 年(S62)	2,055.00	10,130,883.00	188,899,315.00
1988 年(S63)	312.00	1,497,833.00	190,397,148.00
1989 年(H1)	1,271.00	6,211,659.00	196,608,807.00
1990 年(H2)	1,755.00	8,726,164.00	205,334,971.00
1991 年(H3)	1,554.00	7,618,135.00	212,953,106.00
1992 年(H4)	1,238.00	6,108,597.00	219,061,703.00

年(1月～12月)	運転時間[h]	年間積算熱出力[kWh]	全積算熱出力[kWh]
1993年(H5)	1,445.00	7,099,259.00	226,160,962.00
1994年(H6)	1,615.00	7,852,665.00	234,013,627.00
1995年(H7)	1,429.00	7,002,215.00	241,015,842.00
1996年(H8)	1,154.00	5,587,655.00	246,603,497.00
1997年(H9)	2,004.00	9,860,319.00	256,463,816.00
1998年(H10)	1,816.00	8,861,347.00	265,325,163.00
1999年(H11)	1,118.00	5,395,940.00	270,721,103.00
2000年(H12)	1,894.00	9,321,291.00	280,042,394.00
2001年(H13)	1,562.00	7,648,975.00	287,691,369.00
2002年(H14)	1,189.00	5,362,925.00	293,054,294.00
2003年(H15)	1,327.00	5,170,518.00	298,224,812.00
2004年(H16)	1,303.00	5,301,845.00	303,526,657.00
2005年(H17)	1,312.00	5,050,488.00	308,577,145.00
2006年(H18)	395.00	670,179.00	309,247,324.00
2007年(H19)	0.00	0.00	309,247,324.00
2008年(H20)	0.00	0.00	309,247,324.00
2009年(H21)	0.00	0.00	309,247,324.00
2010年(H22)	1,006.00	1,305,949.00	310,553,273.00
2011年(H23)	1,222.00	2,378,377.00	312,931,650.00
2012年(H24)	1,118.00	2,254,509.00	315,186,159.00
2013年(H25)	603.00	1,046,619.00	316,232,778.00
2014年(H26)	406.00	723,885.00	316,956,663.00
2015年(H27)	0.00	0.00	316,956,663.00
2016年(H28)	0.00	0.00	316,956,663.00
2017年(H29)	470.00	744,912.00	317,701,575.00
2018年(H30)	794.00	1,290,549.00	318,992,124.00
2019年(H31、R1)	883.00	1,371,311.00	320,363,435.00
2020年(R2)	476.00	721,970.00	321,085,405.00
2021年(R3)	1,101.00	1,799,779.00	322,885,184.00
2022年(R4)	413.00	578,364.00	323,463,548.00
2023年(R5)	302.00	533,650.00	323,997,198.00

2. 経年劣化に関する調査及び評価

「試験研究用等原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び定期的な評価に関する運用ガイド」には、原子炉の型式及び出力、施設の耐震重要度分類又は安全機能の重要度分類、施設が周辺公衆に与える放射線の影響、運転年数、経年劣化の傾向その他の施設の特性を総合的に勘案した上で、科学的・技術的な合理性をもって定期安全レビューの実施項目を選定するように記載されている。ガイドの記載に基づき、安全機能を有する構築物、系統及び機器（高温高压の環境下でない重要度分類クラス 3 の機器を除く）及び多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための常設設備について、図 1 に示す実施フローにしたがって経年劣化に関する技術的な調査及び評価を行った。

「2.1 保守点検の実績調査(経年劣化の状況の調査)及び評価」においては、保守、点検、交換等の実績調査を行い、現状の保全内容が予防保全の観点から適切なものであることを評価した結果を示す。

「2.2 経年劣化事象の抽出」、「2.3 経年劣化事象と要因分析」では実施フローにしたがって高経年化に関する評価対象の選定を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として選定された事象に対しては「2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価」において 10 年後の経年劣化による健全性評価を実施する。

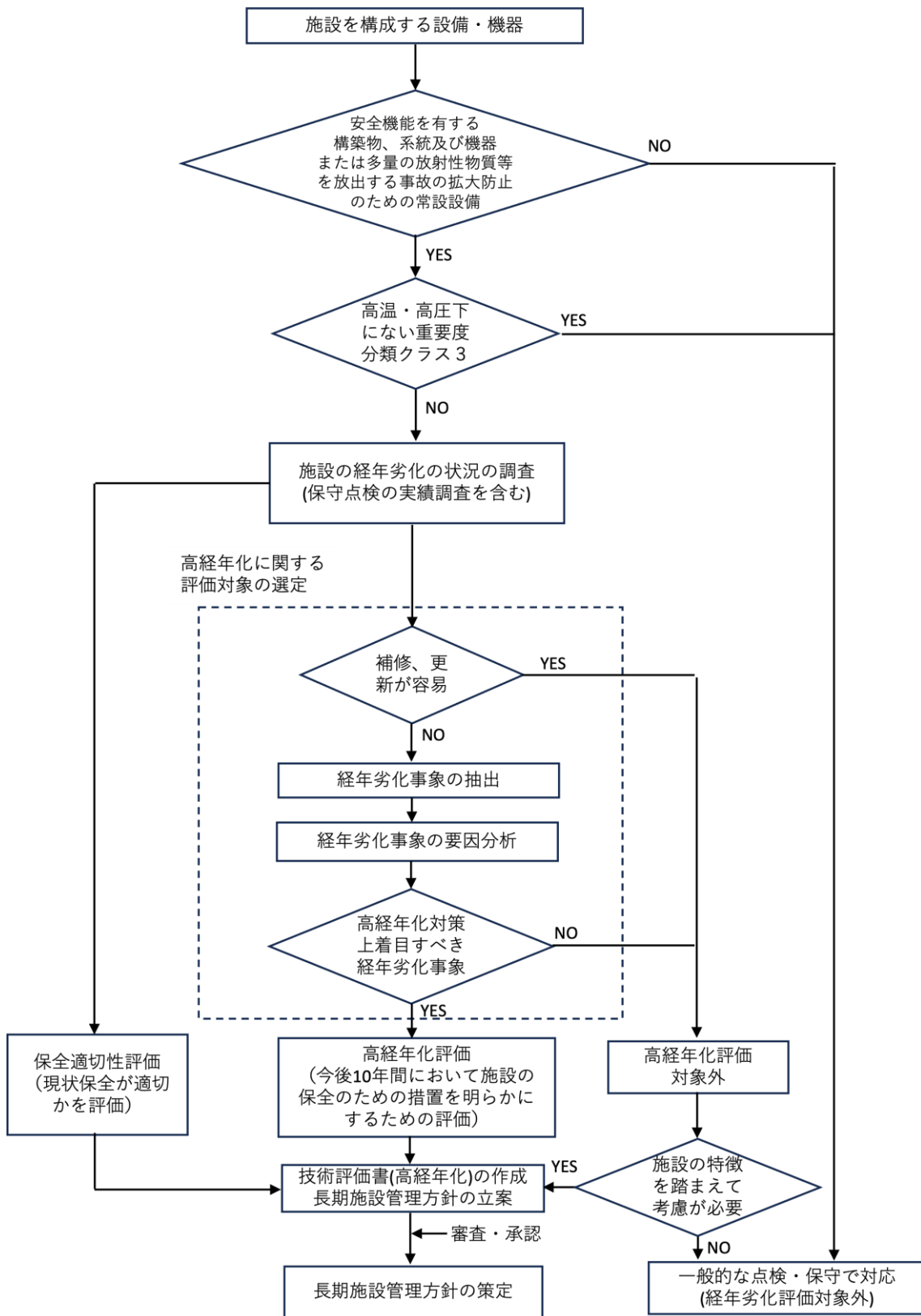


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

2.1 保守点検の実績調査(経年劣化の状況の調査)及び評価

安全機能を有する構築物、系統及び機器(高温・高圧下でない重要度分類クラス3機器を除く)及び多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止のための常設の設備について、通常の施設管理活動として行われてきた保守、点検、交換等の実績調査を行い、経年劣化の状況を把握する。また必要に応じて更新が可能な設備・機器(定期取替品及び消耗品を含む)以外の設備・機器については、経年劣化事象(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。

2.1.1 調査方法

KURの原子炉施設の設備機器についての健全性は、令和3年(2021年)3月31日までは10箇年の保全計画に基づく施設定期検査及び施設定期自主検査又は部内検査で、令和3年(2021年)4月1日以降は長期施設管理方針に基づく施設管理実施計画管理表に定められた点検や定期事業者検査等(以下、「点検等」という。)において定期的に確認されている。なお、点検等の実施項目、頻度については、原子炉施設保安規定第150条の3に基づき策定され、原子炉安全委員会で承認を受けた10箇年保全計画(2021年3月31日以前)又は施設管理実施計画(2021年4月1日以降)に従って実施している。検査の方法については、品質マネジメントシステムに係る3次文書「検査試験の方法に関する手順書」に従って定めている。

評価対象設備機器について、対象期間である平成25年(2013年)12月1日から令和5年(2023年)11月30日までに実施または実施予定の点検等の実績を調査し、保全内容が予防保全の観点から適切なものであるか評価する。

2.1.2 調査結果

(1)原子炉本体

1)炉心タンク：PS-2、MS-2

炉心タンクについては年ごとの点検等で、タンク内側から肉眼または双眼鏡を用いて外観検査を行い、腐食・損傷などのないことを確認している。炉心タンクの側壁下部と底部の見にくい部分は、水中カメラを用いて外観検査し、水中カメラによるビデオ撮影の検査記録を保存しており、現在まで特に問題となる腐食などの劣化は確認されていない。

水位測定による漏えい検査も年ごとに実施し、漏えいの無いことを確認している。また、炉心タンクのほぼ全域について超音波による厚み測定を平成3年(1991年)、平成11年(1999年)、平成18年(2006年)、平成26年(2014年)、令和4年(2022年)に実施し、減肉が進んでいないことをもって腐食がないことを確認している。

2)炉心構造体(炉心部、格子板)：PS-2

格子板等の炉心構造体及び炉心周囲にある重水熱中性子設備、黒鉛熱中性子設備、放射孔、照射孔等の実験設備で構成されているものを炉心構造物という。炉心構造物については、安全上特に重要な炉心部、格子板、黒鉛熱中性子設備、重水熱中性子設備は、炉心タンクと同様に点検等の際に、タンク内側から双眼鏡・水中カメラを用いて目視で外観検査を行い、腐食・損傷、変形等のないことを確認している。

また、黒鉛熱中性子設備、重水熱中性子設備については、炉心タンクと同様に超音波による厚み測定を平成 3 年(1991 年)、平成 11 年(1999 年)、平成 18 年(2006 年)、平成 26 年(2014 年)、令和 4 年(2022 年)に実施し健全性を確認している。

3)コンクリート遮蔽(生体遮蔽)：MS-2

生体遮蔽のコンクリートは表面塗装を施し、表面からの劣化を防いでいる。年ごとの点検等で外観検査を行い、機能上有害なひび割れ、損傷、変形がないことを確認している。健全性調査として平成 3 年(1991 年)、平成 11 年(1999 年)、及び平成 21 年(2009 年)に、遮蔽体のコンクリートサンプルを抜き取り、その中性化深さ測定及び強度試験を実施し、中性化の進行や強度の低下などの経年劣化の無いことを確認してきた。平成 31 年(2019 年)にもシュミットハンマーによる強度試験を実施し、健全性を再確認している。

(2)核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1)燃料要素(標準燃料要素、特殊燃料要素)：PS-2

現在用いている KUR の燃料要素は、燃料低濃縮化により平成 21 年(2009 年)より使用開始した濃縮度 20%未満のウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料で、被覆材は耐食性アルミニウム合金である。燃料要素の点検は、燃料要素を燃料貯蔵用ラック又は炉心への挿入前及び取り出し時並びに年ごとの燃料実在庫検査時に外観検査を実施し、燃料表面に機能上有害な傷、凹みが無いことを確認している。

不適合事象として平成 26 年(2014 年)に炉心配置変更作業中に燃料板 1 枚を変形させる事象が発生している。当該燃料要素は使用不可とし、その後は当該燃料要素に異常は見られない。予防処置として燃料取扱いに関する教育を行い、その後同様の事象は発生していない。

(3)原子炉冷却系統施設

1)水圧駆動弁、逆止弁：MS-2

安全重要度分類クラス 2 の 1 次冷却設備の重要弁として、水圧駆動弁・逆止弁があるが、これらについては年ごとに漏えい検査、作動検査を実施し、その健全性を確認している。

水圧駆動弁については、平成 26 年(2014 年)及び令和 4 年(2022 年)に分解点検を実

施し、ガスケットなどの消耗部品の交換を行っている。

逆止弁については、平成 26 年(2014 年)及び令和 4 年(2022 年)に分解点検を実施して、目視により弁内部、ディスクシート面の損傷、腐食、劣化、摩耗、変形の無いことを確認している。

2)非常用冷却設備(サブパイルルーム漏えい水汲上設備、サブパイルルーム漏えい水汲上ポンプ起動回路：MS-2

非常用冷却設備のポンプや弁などについては保全計画及び施設管理実施計画に基づき点検を行っている。また、すべての機器について、月ごとの作動確認を実施している。更に、点検等の際には外観検査、漏えい検査及び作動検査を行い、設備の健全性を確認している。

また、サブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプの機能検査については、5 年ごとに実施し、炉心タンクへの注水ラインが健全であることを確認している。

(4)計測制御系統施設

1)粗調整用制御棒：MS-2

年ごとの機能検査、作動検査で健全性を確認している。

2)非常用制御設備(中性子吸収材)：MS-2

非常用制御設備(中性子吸収材)であるホウ酸について、点検等により外観検査及び性能検査を行い、状態及び数量を確認している。さらに原子炉起動前点検における巡視点検時にも点検を行っている。

3)安全保護回路(原子炉停止回路)：MS-2

年ごとの点検等により作動検査を行っている。

平成 28 年(2016 年)、設置変更承認申請書から削除された以下のスクラム条件、警報条件について回路を撤去している。

- ・低温照射装置の真空度が低下した時(スクラム)
- ・低温照射装置の内圧が異常に上昇した時(スクラム)
- ・冷中性子源設備の真空度が低下した時(スクラム)
- ・冷中性子源設備の内圧が異常に上昇した時(スクラム)
- ・低温照射装置故障(警報)
- ・冷中性子源設備故障(警報)

また、同時に新規制基準への対応として以下の改造を行っている。

- ・多様性の確保のため炉心タンク水位低下(-10cm)による一せい挿入回路を追加している。

・多重性の確保のため安全保護回路のリレーの一部を2重化している。

4)蓄電池設備（計装用無停電電源）：MS-2

年ごとの点検等により作動検査、保守点検を行っている。

平成29年(2017年)、新規制基準への対応のため給電時間10分の機種から給電時間45分の機種に更新している。

令和4年(2022年)、メーカーの定める更新推奨時期を迎えたため予防保全として更新を行っている。平成29年(2017年)設置時のものと同一機種への更新であり、設計仕様の変更が無いため設工認申請は不要であったが、更新業務にあたっては設工認対象業務と同じ品質マネジメントシステムの下に実施し、更新後に検査小委員会による使用前事業者検査を受検している。

(5)放射性廃棄物の廃棄施設

1)非常用排気系統・操作回路：MS-2

非常用排気系統を構成する設備には、非常用排風機（2台）と緊急遮断弁があり、これらの設備は、月ごとの点検等において排気機械室又は中央管理室からの動作確認を行っている。また、点検等において、作動検査を行い、健全性を確認している。

2)排気口(スタック、煙道)：MS-2

排気口(スタック、煙道)は年ごとの点検等(外観検査)を行っている。

スタックは予防保全のための更新工事を行う為、平成25年(2013年)9月に設工認の承認を受け、平成26年(2014年)2月に使用前検査の合格証が交付されている。

(6)放射線管理施設

1)空間線量率計(炉本体上部、1階外壁、原子炉制御室、原子炉室地下(地下イオン交換器室)、使用済燃料プール室)：MS-2

平日毎日巡視を行うとともに、年度ごとに点検等を行っている。

これらの点検等の時に異常はなく、健全性を確認している。

(7)原子炉格納施設

1)原子炉格納施設：MS-2

原子炉格納施設である原子炉建屋は、鉄筋コンクリート構造であり、外面に鉄板張りを施した気密構造になっている。外面の鉄板及び内面のコンクリートには塗装を施し表面からの劣化を防いでいる。

建屋内面のコンクリート部は、年ごとの点検等において外観検査を行い、ひび割れの進展状況などから健全性を確認している。さらに詳細な健全性調査として平成11年

(1999年)、平成21年(2009年)及び平成31年(2019年)にコンクリートの強度試験、中性化深さや鉄筋腐食度の測定及びかぶり厚さ測定等に加え、外面鉄板の肉厚測定を行っている。

外面鉄板張りについても、年ごとの点検等において外観検査及び気密検査を行い、その健全性を確認している。

2)水封装置・操作回路：MS-2

水封装置については、制御室又は中央管理室において月ごとの作動確認を行っている。また、年ごとの点検等において作動検査を行い、健全性を確認している。

(8)その他原子炉の附属施設

1)ディーゼル発電機、受電盤(非常電源用)：MS-2

ディーゼル発電機は、年ごとの機器点検と総合点検を実施している。また、保全業者により週3回の巡視点検を実施し、状態に異常がないことを確認している。受電盤(非常電源用)は保全業者により週ごとの巡視点検を実施し、健全性を確認している。

2) 多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための常設設備

止水設備・40トン水タンク

止水設備は2016年に新たに設置したもので、年ごとの点検等で健全性を確認しており、ゴムシートの交換を5年ごとに実施している。

40トン水タンクは2015年に新たに設置したもので、2017年以降は新規規制基準対応設備として、毎日の巡視点検時に水量が確保されていること、月ごとの外観点検で健全性を確認している。

2.1.3 評価結果

評価対象期間(平成25年(2013年)12月1日から令和5年(2023年)11月30日まで)における保全活動の実績(予定を含む)を調査した結果、点検・保守、交換等が適切に実施されていることを確認した。これまでに経年劣化に伴う異常は発生していない。よって評価対象期間における保全活動内容は、予防保全の観点から妥当であると評価する。

2.2 経年劣化事象の抽出

経年劣化事象の抽出にあたっては、図 1 の点線枠内に示すように、安全機能を有する構築物、系統及び機器（高温・高圧下でない重要度分類クラス 3 機器を除く）及び多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための常設設備のうち、KUR の特性として、以下の点を考慮して対象となる設備・機器を選定する。

通常の施設管理活動(点検、検査等)において、経年劣化の状況が把握でき、必要に応じ補修が可能で、また更新が必要な場合に更新が容易な設備・機器(定期取替品及び消耗品を含む)については高経年化に関する評価の対象外とする。

KUR の高経年化に関する評価の対象設備・機器及び経年劣化事象の抽出結果を表 3 に示す。同表に示されるとおり、KUR において高経年化に関する評価を要する設備・機器としては、炉心部・格子板、炉心タンク、排気口（スタック、煙道）、原子炉格納施設、コンクリート遮蔽（生体遮蔽）が抽出された。なお、対象外とする設備については、予防保全を実施している。

表3 KURの高経年化に関する評価の対象設備・機器及び考慮すべき経年劣化事象

重要度 クラス	構造物、系統及び機器	高経年化 評価対象*	考慮すべき 経年劣化事象
PS-2	炉心部・格子板	○	中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ
	炉心タンク	○	中性子照射脆化、穿孔
	燃料要素（標準燃料要素、特殊燃料要素）	対象外	
MS-2	粗調整用制御棒	対象外	
	中性子吸収材	対象外	
	サブパイルルーム漏えい水汲み上げ設備	対象外	
	水圧駆動弁、逆止弁	対象外	
	炉心タンク	○	中性子照射脆化、穿孔
	排気口（スタック、煙道）	○	鉄骨の強度低下、コンクリート強度低下
	水封装置・操作回路	対象外	
	原子炉格納施設	○	コンクリート強度低下、気密性低下
	コンクリート遮蔽（生体遮蔽）	○	コンクリート強度劣化及び遮蔽能力低下
	安全保護回路（原子炉停止回路）	対象外	
	サブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプ起動回路	対象外	
	ディーゼル発電機、受電盤（非常電源用）	対象外	
	蓄電池設備（計装用無停電電源）	対象外	
空間線量率計（主要5系統）	対象外		
BDBA 常設設備	止水設備	対象外	
	40トン水タンク	対象外	

2.3 経年劣化事象と要因分析

選定した設備・機器に対して想定される経年劣化事象を抽出し、その要因分析を行う。経年劣化事象の抽出にあたっては、原子力規制委員会が取りまとめている「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」（2020年3月31日）を参考にした。このガイドは発電用原子炉設置者が高経年化対策として実施する高経年化評価及び長期施設管理方針に関することについて、基本的な要求事項を規定するものである。KURは研究用原子炉であるためこの実用発電用原子炉施設に対するガイドの対象外ではあるが、「最新の知見で得られている経年劣化事象」として考慮することにした。

上記ガイドには、高経年化技術評価の機器・構造物に発生するか又は発生が否定できない経年劣化事象として以下のような事象が示されている。

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

a)～f)の各項目についての要因分析の結果を2.3.1～2.3.6節で述べる。

また、評価対象設備の機器について、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劣化事象を調査した。調査は原子力施設情報ライブラリーに登録されている事例について実施した。調査の結果、評価対象設備の評価に係る経年劣化事象はなかった。

選定した設備・機器に対して、ガイドに示された6つの事象以外に起こり得る要因を検討し、「腐食」を劣化要因とする経年劣化事象として、炉心タンクの穿孔、原子炉格納施設の気密性低下、スタックの強度低下の3つの事象を抽出した。炉心タンクの穿孔についての要因分析の結果を2.3.7節で述べる。原子炉施設の気密性低下、スタックの強度低下はいずれも鋼材の腐食を要因とする事象なので、要因分析の結果を2.3.6節で述べる。

2.3.1 低サイクル疲労

「低サイクル疲労」は、温度、圧力、流量の変化により機器に局所的に応力変動が生じ、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。

KURは、炉心タンク水の温度は55℃以下に制限されており、水面上部は大気に接した自由水面なのでタンクにかかる圧力は水頭によるもののみであるため、表3で抽出した構築物、系統及び機器は低サイクル疲労が発生するような環境下にはないと考えられる。

2.3.2 中性子照射脆化

「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。中性子照射脆化の対象機器として炉心タンクと格子板が考えられるが、代表として中性子フラックスが最大となる炉心に最も近い格子板表面付近での 0.1MeV 以上の中性子フルエンスを MCNP-6 コード⁽¹⁾及び JENDL-4.0⁽²⁾を用いて評価したところ、2023 年時点での積算出力 3.24×10^5 MWh において 1.6×10^{21} n/cm² であった。10 年後の 2033 年時点での積算出力を約 1.2 倍 (69 年/59 年) 3.79×10^5 MWh と見積もった場合、中性子照射量は 1.9×10^{21} n/cm² となることが推定された。炉心タンク及び格子板の材質は耐食アルミニウム合金 (A2P1-F, A5052P-F) である。アルミニウム合金に対する中性子照射による強度変化に関する文献⁽³⁾によると、 1×10^{22} n/cm² 以下の中性子照射量 (0.1MeV 以上) ではアルミニウム合金の延性の低下は見られず、10 年後に想定される中性子照射量 1.9×10^{21} n/cm² は 1×10^{22} n/cm² より小さいことから経年劣化事象にはならない。冷却水温度が 300°C 程度の発電用原子炉では、照射による関連温度、上部棚エネルギーの減少を評価することが求められるが、冷却水温度が 55°C 以下の KUR ではそのような評価も不要であると考えられる。したがって、今後 10 年が経過しても中性子照射による影響はなく、健全性は維持されるものとする。

2.3.3 照射誘起型応力腐食割れ

「照射誘起型応力腐食割れ」は、中性子照射の影響が炉内構造材料であるステンレス鋼に蓄積することに起因して発生する応力腐食割れ現象である。格子板の材質はアルミニウム合金であるが、格子板と下部サポートの接続部にステンレス製のボルトが使用されているため、当該事象について検討を行った。

今後 10 年の運転経過後の格子板表面付近での 0.1MeV 以上の中性子フルエンスの最大値は前述のとおり 1.9×10^{21} n/cm² である。この値を $6.5 \text{ dpa} = 1 \times 10^{22}$ n/cm² の換算式⁽⁴⁾を使うと 1.3 dpa に相当する。一方、燃料要素と反射体から成る炉心重量の最大値は 500kg、格子板も含めた重量を安全側に過大に見積もったとしても 1000kg である。これを直径 10mm のボルト 1 本で支持したとしても応力は最大でも 125MPa である。

文献⁽⁴⁾によると、5dpa での照射誘起型応力腐食割れ発生境界値は 680MPa 以上であるため、1.3dpa の環境下では 125MPa 以下の応力のかかった支持構造物に対しては本事象を考慮する必要は無いと判断した。

2.3.4 2 相ステンレス鋼の熱時効

「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により安定な組織形態へ移行しようとし、相分離が起り、脆性が低下する可能性がある事象である。表 3 で抽出した構築物、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。

2.3.5 電気・計装品の絶縁低下

「電気・計装品の絶縁低下」は、表3で抽出した構築物、系統及び機器については該当しない。なお、分電盤、ケーブル等について定期的な点検等を行い、絶縁抵抗を測定するなどして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等を行うことによって健全性を維持することができる。

2.3.6 コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下並びに鋼材の腐食

(1) 評価対象設備・機器

原子炉格納施設、コンクリート遮蔽（生体遮蔽）、スタック（煙道も含む）を評価対象設備・機器として選定した。

(2) 使用状況等と経年劣化事象

原子炉格納施設及び生体遮蔽は鉄筋コンクリート構造で、設置から約61年が経過している。原子炉格納施設の外面は気密保持のために鉄板張りが施されている。生体遮蔽は一部重コンクリートが使用されている。スタックは、2014年に鉄筋コンクリート製から鋼製（鉄骨構造物）に更新されたが、煙道は鉄筋コンクリート構造で地下部に設置され、使用条件（屋外）から考えて腐食が考慮すべき経年劣化事象として想定されるが、年ごとの外観検査を行っており、設置から約9年しか経過していないことも考慮して高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。また鉄筋コンクリート構造で地下部に設置された煙道については、これまでの定期的な点検等で劣化事象は確認されていないので高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断する。

原子炉格納施設及び生体遮蔽に対しては、設置後30年を経過した後の、1999年、2009年、2019年に10年間隔で健全性調査を行っている。それぞれの健全性調査での調査項目は若干異なるが、コンクリートについてはコンクリート表面のひび割れの性状、コンクリート強度、中性化深さ、鉄筋の腐食等を、鉄板については外観に加え肉厚を調べている。

原子炉格納施設で考慮すべき経年劣化は、コンクリート及び鉄筋に加え、外面に施された鉄板である。これらの経年劣化の評価に際しては、それぞれの使用条件を踏まえて劣化事象を選定した。

原子炉格納施設のコンクリートや鉄筋の経年劣化事象は強度低下であり、その要因としてはコンクリートの熱、中性化、塩分浸透、アルカリ骨材反応が想定されるが、使用条件を踏まえると、コンクリートの中性化とアルカリ骨材反応が想定される。一方、鉄板については、腐食が想定される。なお、コンクリートのアルカリ骨材反応については、後述するように定期的な点検等でひび割れの進展等など、異常のないことを確認することでその発生可能性を確認できること、また鉄板の腐食についても定期的な外観検査や肉厚検査から確認できることから、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した。

生体遮蔽のコンクリートや鉄筋についての経年劣化事象は強度低下に加え、遮蔽能力低

下が想定される。強度低下の要因は原子炉格納施設に対する要因に加え、放射線照射が想定され、遮蔽能力低下の要因は放射線照射に起因する内部発熱によるコンクリート内部の水分の逸散が想定される。

原子炉格納施設、生体遮蔽、スタックの経年劣化事象を表4に示す。高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の要因ではないと判断した事象について、損なわれる安全機能、劣化要因、判断理由を表5に示す。

表4 原子炉格納施設、生体遮蔽、スタックの経年劣化事象

構造種別		コンクリート構造物				鉄骨構造物	
経年劣化事象		強度低下				遮蔽能力低下	強度低下
劣化要因		熱	放射線照射	中性化	アルカリ骨材反応	熱	腐食
代表構造物	原子炉格納施設	—	—	○	△	—	△*
	生体遮蔽	—	○	○	△	○	—
	スタック	—	—	—	—	—	△

○：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象とその要因

△：高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の要因ではない

—：該当しない

*：鉄骨構造物ではなく原子炉格納施設の外壁鉄板で経年劣化事象は気密性低下

表5 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではないと判断した事象

分類		経年劣化事象	損なわれる安全機能	劣化要因	判断理由
原子炉格納施設	コンクリート	強度低下	放射性物質の閉じ込め	アルカリ骨材反応	・通常点検においてアルカリ骨材反応に起因するひび割れ等のないことを全面にわたって確認している。
	外壁鉄板	気密性低下	放射性物質の閉じ込め	腐食	・通常点検において全面にわたって確認しており、気密性能に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められていない。 ・外面鉄板の肉厚測定も定期的に行っている。 ・鋼材の腐食に影響する塗装の劣化等が認められた場合には塗替えを行うこととしている。
生体遮蔽	コンクリート	強度低下	遮蔽	アルカリ骨材反応	・通常点検においてアルカリ骨材反応に起因するひび割れ等のないことを全面にわたって確認している。
スタック	鉄骨構造	強度低下	放射性物質の放出低減	腐食	・鋼材には亜鉛メッキが施されており、腐食の可能性は低く、通常点検において全面にわたって確認しており、強度に支障をきたす可能性のあるような鋼材の腐食は認められていない。

(3) 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定

上記の考察から、原子炉格納施設及び生体遮蔽のコンクリートに対する中性化による強度低下、生体遮蔽のコンクリートに対する放射線照射に起因する強度低下、及び熱による遮蔽能力低下を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として選定した。

評価結果については2.4節で述べる。

2.3.7 炉心タンクの穿孔

アルミニウム合金製の炉心タンクは、腐食によって穿孔が生じる可能性がある。炉心タンクの内面と外面から腐食する可能性が考えられる。内面からの腐食を防止する観点から、炉心タンク水を高純度に維持し、定期的に見視でタンク内面の外観を確認する日常的な管理においてタンクの健全性は維持されている。外面からの腐食は炉心タンク外面と生体遮蔽コンクリートの隙間への水分の回り込みによって起こる可能性があるため、平成8、9年に生体遮蔽頂部の炉心タンク横にあるサブプールのライニングの二重化及び生体遮蔽内埋設配管の改修を行っている。見視では確認できないタンク外面の腐食による減肉を調べるため、約10年ごとに炉心タンクのほぼ全域において上下左右で約10cm間隔で超音波による厚み測定を実施してきたが、これまでに有意な減肉は観測されていない。

腐食が発生する要因を考慮すると、炉心タンク外面への水分の回り込みがあった場合、そ

の水分は面状に広がることが予想されるため、局所的に腐食が生じることは想定し難い。従って、穿孔の要因である腐食による減肉進展の兆候を検知する手段としては約 10cm 間隔での超音波による肉厚測定は有効であると考ええる。

以上のように、定期的な検査等で経年劣化事象になり得る要因としての腐食の進展を確認できるため、評価フローに従い高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としての評価の対象外とした。

2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価

2.4.1 コンクリートの中性化による強度低下の評価

(1) 原子炉格納施設

1) 評価点

屋内（建屋円筒壁内面）

2) 選定理由

建屋円筒壁外面は気密保持のための鉄板張りのため内面のみとする。なお、建屋内は換気設備（吹き抜けの1階上部から給気され、地下階から排気される）によって空気を循環させており、中性化に影響する環境の違いは小さいものと考えられる。

3) 評価手順

a. 中性化深さの推定

以下に示す中性化速度式「岸谷による中性化速度式(岸谷式)」⁽⁵⁾により、過去(1999年、2009年、2019年)及び10年後(2033年)時点の中性化深さを算出した。ただし、建設当初から建屋円筒壁(天井部分を含む)がペイント仕上げされていることを考慮している。

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

ここで、

C：中性化深さの推定値 (cm)

α ：環境条件による係数 (屋内：1.7、屋外：1.0)

β ：仕上げ材による係数 (仕上げなし：1.0、ペイント(屋内)：0.61、モルタル+ペイント(屋内)：0.19)

x：水セメント比率 0.6

R：中性化比率 1.0

y：設置からの経過年数 (年)

評価に用いたパラメータを表6に示す。

b. 健全性評価結果

過去に行った健全性調査(1999年時点(設置後約38年)、2009年時点(設置後約48年)、2019年時点(設置後約58年))における実測値及び中性化深さの予測式を用いた推定値、並びに10年後の2033年時点(設置後約72年)での推定値を表7にまとめて示す。表から推定値は実測値の平均値よりは保守的であり、中性化深さの推定値に対して十分なかぶり厚さがあることから、今後10年が経過しても健全性は維持されることを確認した。参考として、原子炉格納施設の中性化深さ測定の位置及び測定結果について図2及び表8に示す。

(2) 生体遮蔽

1) 評価対象

屋内（生体遮蔽外面）

2) 選定理由

生体遮蔽の構造上のため

3) 評価手順

a. 中性化深さの推定

中性化速度式「岸谷による中性化速度式(岸谷式)」⁽⁵⁾により、過去(1999年、2009年、2019年)及び10年後(2033年)時点の中性化深さを算出した。ただし、建設当初から生体遮蔽外面がモルタルとペイントで仕上げされていることを考慮している。

評価に用いたパラメータを表6に示す。

b. 健全性評価結果

過去に行った健全性調査（1999年時点（設置後約38年）、2009年時点（設置後約48年））における実測値及び中性化深さ予測式を用いた推定値、並びに10年後の2033年時点（設置後約72年）の推定値を表7にまとめて示す。推定値は実測値と比較して保守的であり、また、中性化深さの推定値に対して十分なかぶり厚さがあることから、今後10年が経過しても生体遮蔽の健全性は維持されることを確認した。

表6 計算に用いたパラメータ

対象施設		1999年	2009年	2019年	2033年
原子炉格納施設 (屋内)	α	1.7	1.7	1.7	1.7
	β	0.61	0.61	0.61	0.61
	γ	38	48	58	72
生体遮蔽	α	1.7	1.7	1.7	1.7
	β	0.19	0.19	0.19	0.19
	γ	38	48	58	72

表7 中性化深さの推定値と実測値

対象施設		1999年	2009年	2019年	2033年	かぶり厚さ
原子炉格納施設	推定値[mm]	24.0	26.7	29.4	32.9	68.0(壁) 47.0(屋根)
	実測値[mm]	0~32(9.3)	1~5(3.4)	3~30.5(11.7)	—	
生体遮蔽	推定値[mm]	7.5	8.4	9.2	10.3	26.5
	実測値[mm]	<1.0	<1.0	—	—	

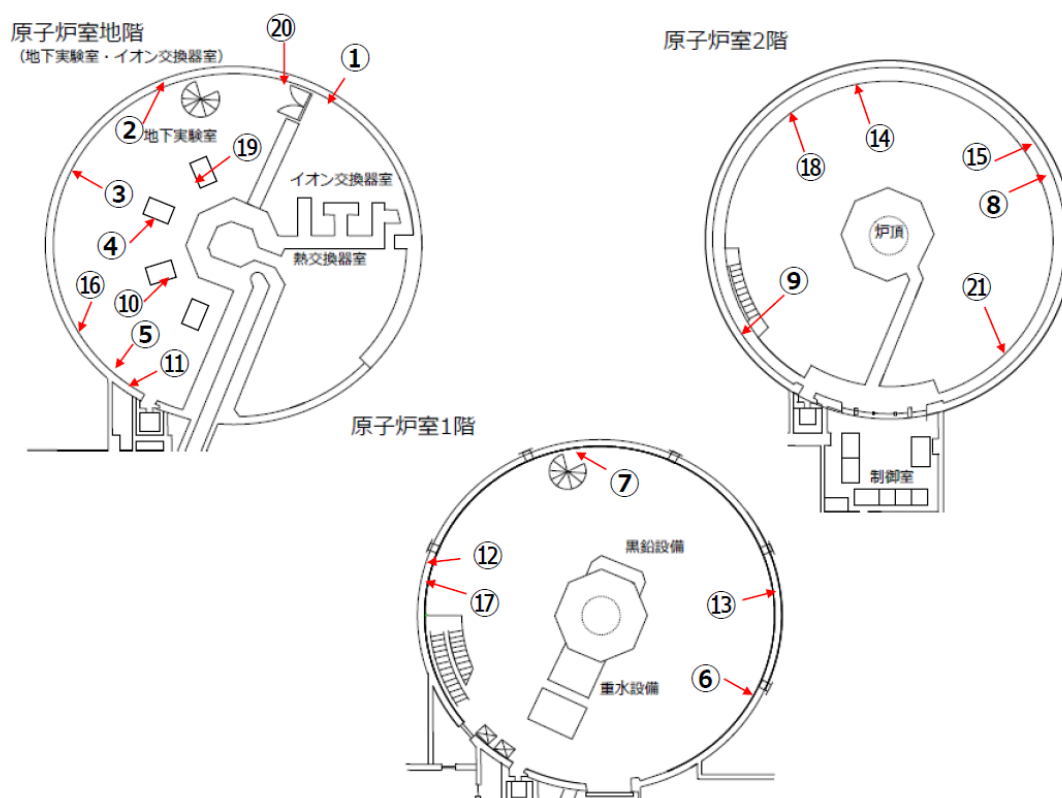


図2 原子炉格納施設の中性化深さ測定におけるサンプル採取場所

表 8 原子炉格納施設の中性化深さ測定結果一覧表

年	階	位置	図面上の番号	中性化深さ(mm)		備考
1999年	B1F	外周壁	①	25		コア
		外周壁	②	25		コア
		外周壁	③	20		コア
		柱	④	0	2	はつり
		外周壁	⑤	0	0	はつり
	1F	外周壁	⑥	0	2	はつり
		外周壁	⑦	0	0	はつり
	2F	外周壁	⑧	0	3	はつり
		外周壁	⑨	31	32	はつり
2009年	B1F	柱	⑩	3	4	はつり
		外周壁	⑪	1	2	はつり
	1F	外周壁	⑫	3	5	はつり
		外周壁	⑬	5	5	はつり
	2F	外周壁	⑭	2	3	はつり
		外周壁	⑮	3	5	はつり
2019年	B1F	外周壁	⑯	17		コア
	1F	外周壁	⑰	30.5		コア
	2F	外周壁	⑱	8.5		コア
	B1F	柱	⑲	7		はつり
		外周壁	⑳	4		はつり
	2F	外周壁	㉑	3		はつり

2.4.2 コンクリートの放射線照射による強度低下の評価

生体遮蔽の中性子照射及びガンマ線照射による強度低下についての評価を以下に示す。

KURの生体遮蔽のコンクリート内面での0.1MeV以上の中性子照射量、およびガンマ線照射による吸収線量をMCNP-6コード⁽¹⁾及びJENDL-4.0⁽²⁾を用いて評価した。小嶋・他(2019)⁽⁶⁾の試験結果によると、 1×10^{19} n/cm²の中性子照射量($E > 0.1$ MeV)から、コンクリートの強度が低下する可能性があることが指摘されている。中性子照射量の評価結果によると、この中性子照射量の目安値(1×10^{19} n/cm²)を超える部分が存在し、その範囲は深さ方向に最大で0.43cm(2023年時点で積算出力は 3.24×10^5 MWh)となり、10年後の2033年では0.61cm(積算出力 3.79×10^5 MWh)となる。

また、ガンマ線については、Hilsdorf et al.(1978)⁽⁷⁾による目安値は 2.0×10^{10} (rad)であり、10年後には γ 線照射量がこの目安値を超える部分が存在し、その範囲は深さ方向で1.0cmと評価された。

以上から、中性子及びガンマ線照射により影響を受ける範囲は、生体遮蔽の厚さ(約2m)に比べて小さく、その範囲を除いたとしても、新規規制基準対応時に行った耐震評価に基づき、生体遮蔽の強度が地震時の設計荷重を上回っていることを確認している。

2.4.3 コンクリートの放射線照射による遮蔽能力低下の評価

遮蔽能力低下の要因は放射線照射に起因する内部発熱によるコンクリート内部の水分の逸散が想定される。生体遮蔽のうち、炉心から放出される中性子、ガンマ線(二次ガンマ線を含む)のフルエンスが一番高くなる位置での温度上昇を評価したところ、最大出力である5000kWで、現実的な最大連続運転時間である30時間運転したときの温度上昇は約13°Cであった。

放射線防護の観点から、コンクリート遮蔽体の設計に適用されている文献⁽⁸⁾で示されている周辺及び内部最高温度の制限値は、コンクリートに対しては中性子遮蔽で88°C以下、ガンマ線遮蔽で177°C以下となっており、KURでの最高温度はこれらよりも十分低い値となっていることを確認した。

2.4.4 まとめ

コンクリートの健全性評価を行った結果、今後10年間、原子炉格納施設及び生体遮蔽のコンクリートの健全性を維持できることを確認した。

2.5 まとめ

保守点検の実績調査（経年劣化の状況の調査）及び評価については、評価対象期間(平成25年(2013年)12月1日から令和5年(2023年)11月30日まで)における保全活動の実績(予定を含む)を調査した結果、点検・保守、交換等が適切に実施されていることを確認した。これまでに経年劣化に伴う異常は発生していない。よって評価対象期間における保全活動内容は妥当であり、予防保全の観点から現状の保安活動が適切なものであると評価した。

経年劣化事象の抽出では、評価フローに従って高経年化に関する評価を要する設備・機器としては、炉心部・格子板、炉心タンク、排気口（スタック、煙道）、原子炉格納施設、コンクリート遮蔽（生体遮蔽）が抽出された。

抽出された設備・機器に対して想定される経年劣化事象を抽出し要因分析を行ったところ、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として、原子炉格納施設及び生体遮蔽のコンクリートに対する中性化による強度低下、生体遮蔽のコンクリートに対する放射線照射に起因する強度低下、及び熱による遮蔽能力低下が選定された。

高経年化対策上着目すべき経年劣化事象について高経年化評価をおこなったところ、今後10年間、安全機能を維持できることを確認した。

3. 長期施設管理方針の立案

保全適切性評価ではこれまでの保全活動内容は妥当であり、高経年化評価では今後 10 年間、安全機能を維持できることを確認した。一方、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象としての評価の対象外としたが、原子炉全体の供用寿命に影響を及ぼしかねない最も重要な機器である炉心タンクの腐食については、その健全性の維持を万全に期すために、直近に行った調査から 10 年を超えない期間中に超音波を用いた調査を実施する必要があると判断した。

以上の考察から、次に示す長期施設管理方針を立案した。

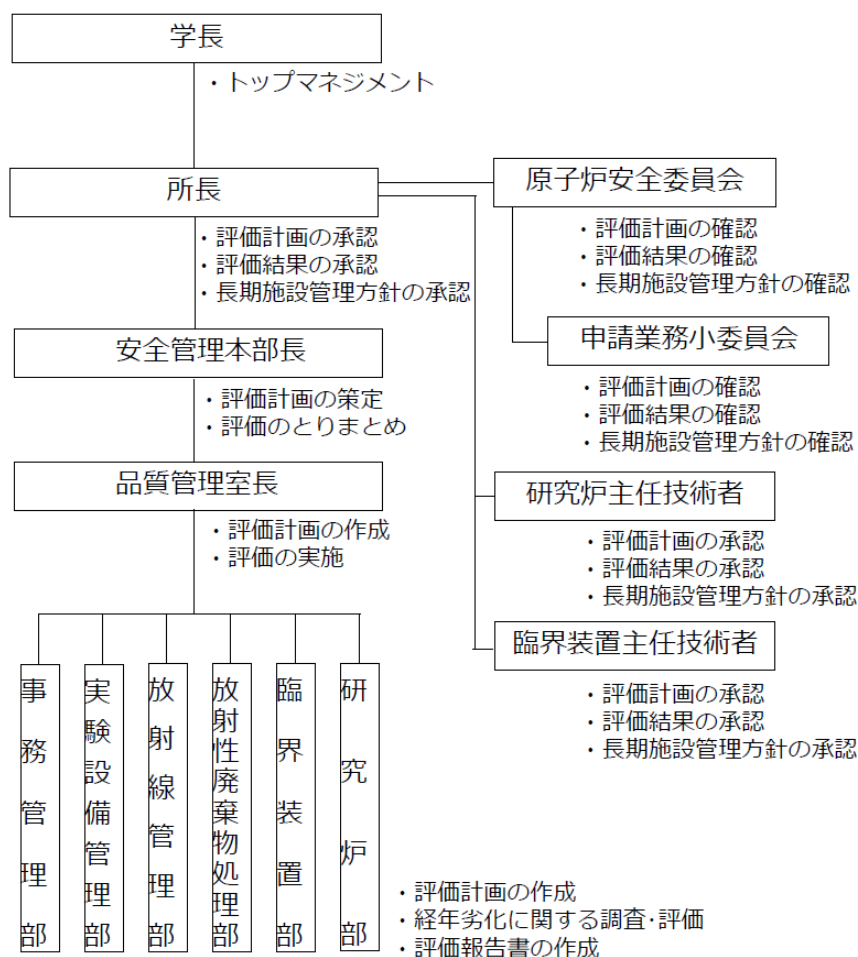
長期施設管理方針

(始期：2023 年 12 月 1 日、適用期間：10 年間)

炉心タンクの腐食については、直近に行った調査から 10 年を超えない期間中に超音波を用いた調査の実施計画を策定する。
--

4. 高経年化評価実施体制及び品質マネジメント体制

KUR 及び KUCA に関する高経年化評価の実施体制及び品質マネジメント体制は、以下のとおりである。KUR 及び KUCA の経年劣化に関する評価は、「原子炉施設保安規定」及び「品質マネジメント計画書」に基づく組織により活動を実施した。



KUR 及び KUCA の経年劣化に関する評価は、原子炉施設保安規定（第 9 章 施設管理、定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価、改善等及び保守業務）に基づき「施設定期評価実施計画」を策定した上で実施した。「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した。また、当該計画に基づき作成した「施設定期評価実施報告書」についても、品質マネジメントシステムに定める組織により評価結果の妥当性を確認した。

5. 参考文献

- (1) D. B. Pelowitz et. al., “MCNP6 User’s Manual”, Los Alamos National Laboratory Tech. Rep. LA-CP-13-00634. Los Alamos, NM, USA. May 2013.
- (2) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” J. Nucl. Sci. Technol. 48(1), 1-30 (2011).
- (3) S. A. Santa and Suwoto, “Neutron Radiation Damage Estimation in the Core Structure Base Metal of RSG GAS,” J. Phys.: Conf. Ser., 962, 012050 (2018).
- (4) 独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成 20 年度 照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書 (09 原高報-0012)」平成 21 年 9 月 (2009) .
- (5) 日本建築学会, 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説, 2015.
- (6) 「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)
- (7) Hilsdorf, Kropp and Koch(1977) : The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete, American Concrete Institute Publication SP-55, Paper 10.
- (8) 「コンクリート遮蔽体設計基準」(R. G. Jaeger et al., 「Engineering Compendium on Radiation Shielding (ECRS) VOL.2」 (1975).