

京都大学複合原子力科学研究所

原子炉施設保安規定の変更承認申請

(長期施設管理方針の策定)に係る補足説明資料

令和5年11月13日

京都大学複合原子力科学研究所

資料1	KUR 施設定期評価実施報告書（高経年化に関する評価）	1
資料2	KUR 施設定期評価実施報告書（高経年化に関する評価）新旧対照表	42
資料3	KUCA 施設定期評価実施報告書（高経年化に関する評価）	77
資料4	KUCA 施設定期評価実施報告書（高経年化に関する評価）新旧対照表	108
資料5	保安規定審査基準との整理表	146
資料6	原子炉設置変更承認申請書との整理表（KUR）	149
資料7	原子炉設置変更承認申請書との整理表（KUCA）	154
資料8	施設定期評価に係る関連文書抜粋	158
資料9	原子炉施設保安規定変更比較表（別図のみ）変更箇所表示有り	180
資料10	KUR 長期施設管理方針の補足説明	186
資料11	審査会合資料（令和5年9月21日開催）	187
	京都大学原子炉施設保安規定の変更申請について	
	KUR 高経年化に関する評価に基づく長期施設管理方針の策定について	
	KUCA 高経年化に関する評価に基づく長期施設管理方針の策定について	
資料12	審査会合資料（令和5年10月23日開催）	216
	京都大学原子炉施設保安規定の変更申請について	
	KUR 高経年化に関する評価に基づく長期施設管理方針の策定について	
	KUCA 高経年化に関する評価に基づく長期施設管理方針の策定について	

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℃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℃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℃において入口温度45.1℃、流量720m³/hの水を出口温度39.1℃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℃以下に、かつ、2次冷却水の熱交換器出口温度を48℃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 本で材質はボロンステンレス鋼。

微調整用制御棒は 1 本で材質はボロンステンレス鋼。

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℃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。

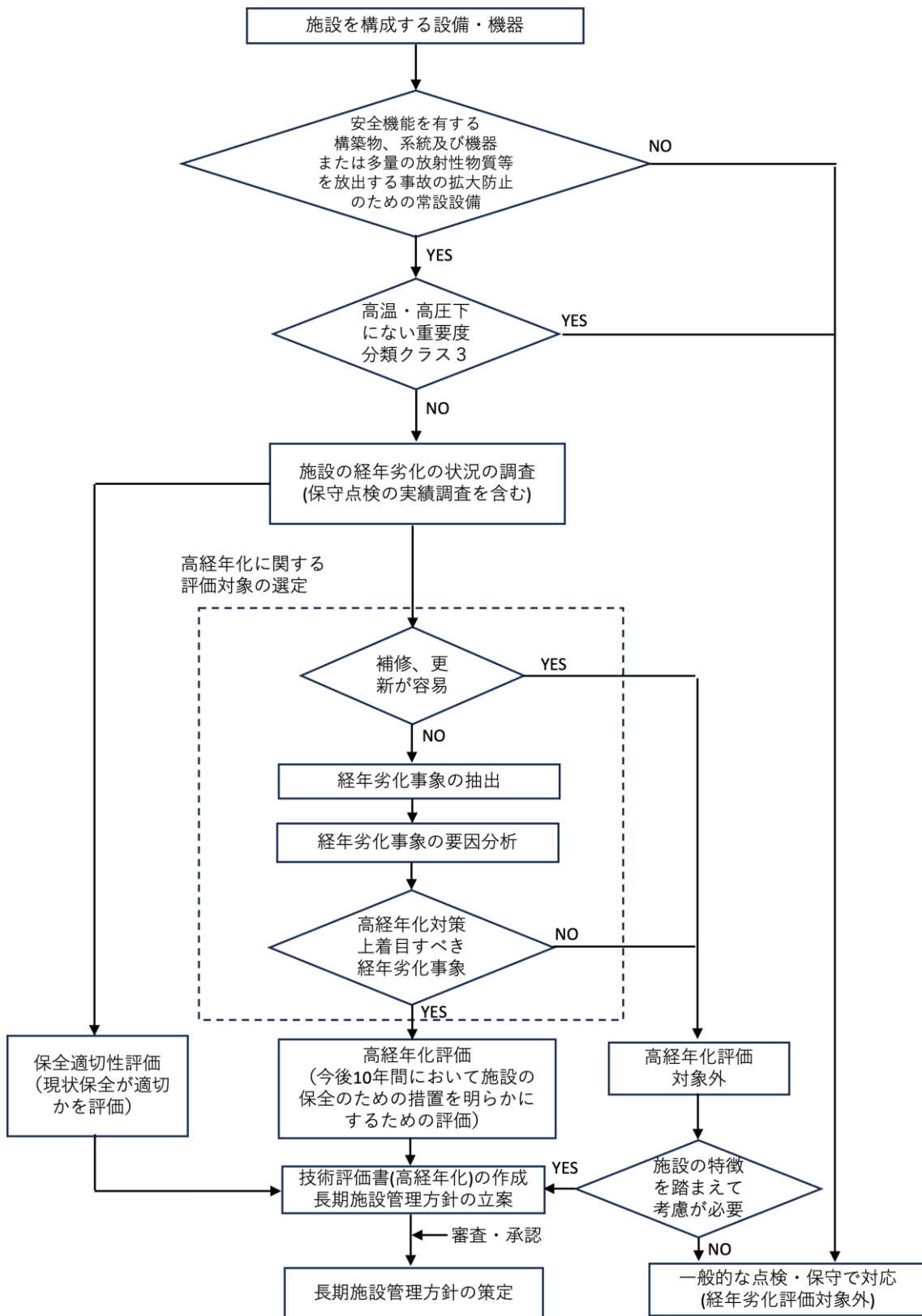


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

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	
	サブバ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	
	サブバ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。目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	—	—	

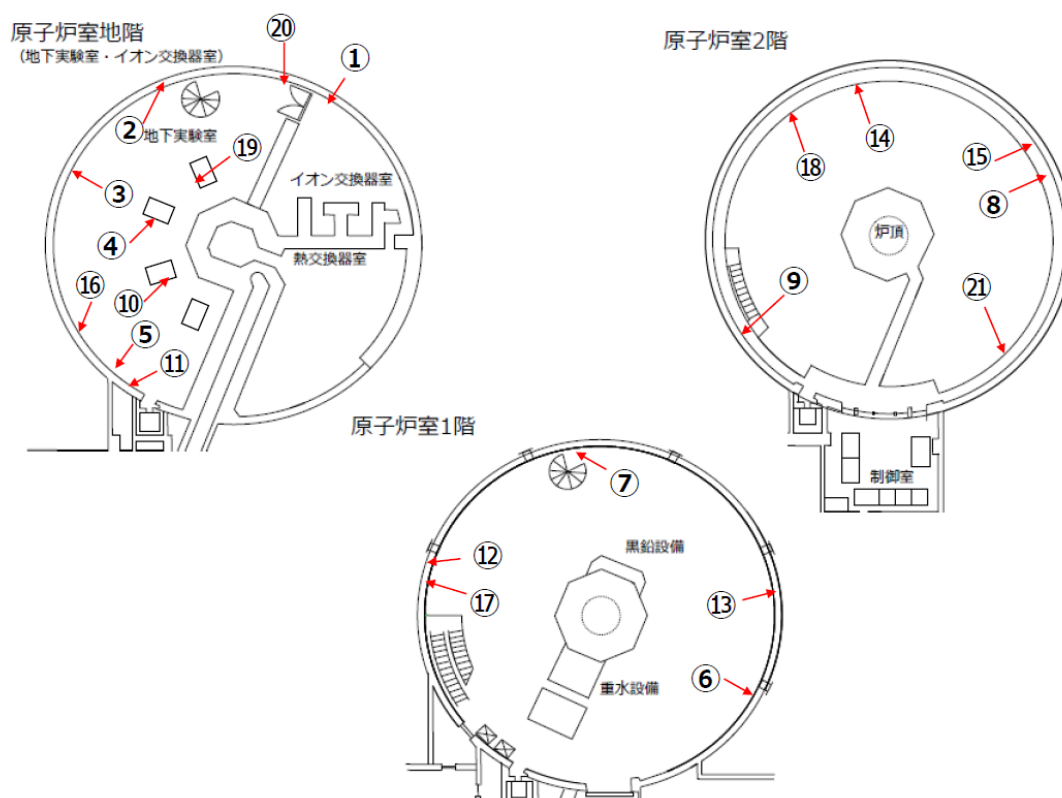


図2 原子炉格納施設の中性化深さ測定におけるサンプル採取場所

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。

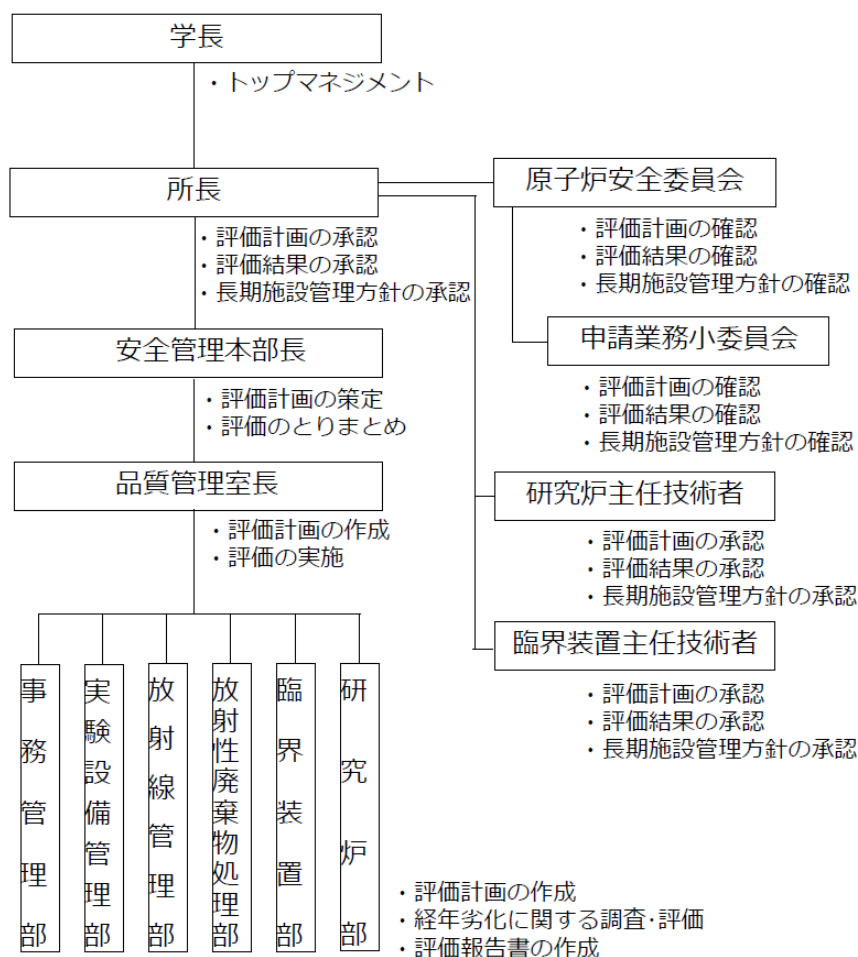
長期施設管理方針

(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).

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） 新旧対照表

修正前	修正後	備考									
<p>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）</p> <p>令和5年8月</p> <p>京都大学複合原子力科学研究所</p>	<p>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）</p> <p>令和5年8月 <u>[改訂] 令和5年10月</u></p> <p>京都大学複合原子力科学研究所</p> <table border="1" data-bbox="1370 1034 1910 1327"> <thead> <tr> <th data-bbox="1370 1034 1550 1131">所長承認</th> <th data-bbox="1550 1034 1729 1131">原子炉主任技術者 承認</th> <th data-bbox="1729 1034 1910 1131">作成</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1370 1131 1550 1182">/ /</td> <td data-bbox="1550 1131 1729 1182">/ /</td> <td data-bbox="1729 1131 1910 1182">/ /</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1370 1182 1550 1327"></td> <td data-bbox="1550 1182 1729 1327"></td> <td data-bbox="1729 1182 1910 1327"></td> </tr> </tbody> </table>	所長承認	原子炉主任技術者 承認	作成	/ /	/ /	/ /				<p>改訂時期の追記</p> <p>署名欄の表示</p>
所長承認	原子炉主任技術者 承認	作成									
/ /	/ /	/ /									

改訂履歴

改訂履歴の追記

<u>日付</u>	<u>説明・備考</u>
<u>2023/8/8</u>	<u>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</u>
<u>2023/10/27</u>	<u>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</u>

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	28
2.3 経年劣化事象と要因分析	31
2.4 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の評価	35
2.5 まとめ	37
3. 長期施設管理方針の策定	38
4. 高経年化評価実施体制	39
5. 参考文献	40

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

頁番号の修正 (以下同)

・「策定」を「立案」に変更 (評価実施フロー改訂のため)
 ・節名の変更 (本節に品質マネジメント体制に関する記載を追加したため)

1. KUR の概要

1.1 原子炉設置変更承認の経緯

(省略)

1.2 KUR の概要

1.2.1 原子炉の型式

(省略)

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。

1.2.3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

(省略)

1.2.4 原子炉冷却系統施設

(省略)

1.2.5 計測制御系統施設

(省略)

1.2.6 放射性廃棄物の廃棄施設

(省略)

1. KUR の概要

1.1 原子炉設置変更承認の経緯

(変更なし)

1.2 KUR の概要

1.2.1 原子炉の型式

(変更なし)

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

(変更なし)

1.2.4 原子炉冷却系統施設

(変更なし)

1.2.5 計測制御系統施設

(変更なし)

1.2.6 放射性廃棄物の廃棄施設

(変更なし)

・記載の適正化（説明の追加）

1.2.7 放射線管理施設

(省略)

1.2.8 原子炉格納施設

(省略)

1.2.9 その他原子炉の附属施設

(省略)

1.3 KURの運転実績

(省略)

2. 経年劣化に関する調査及び評価

今後の KUR 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、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、現状の保全内容が適切なものであることを評価する。

「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。

1.2.7 放射線管理施設

(変更なし)

1.2.8 原子炉格納施設

(変更なし)

1.2.9 その他原子炉の附属施設

(変更なし)

1.3 KURの運転実績

(変更なし)

2. 経年劣化に関する調査及び評価

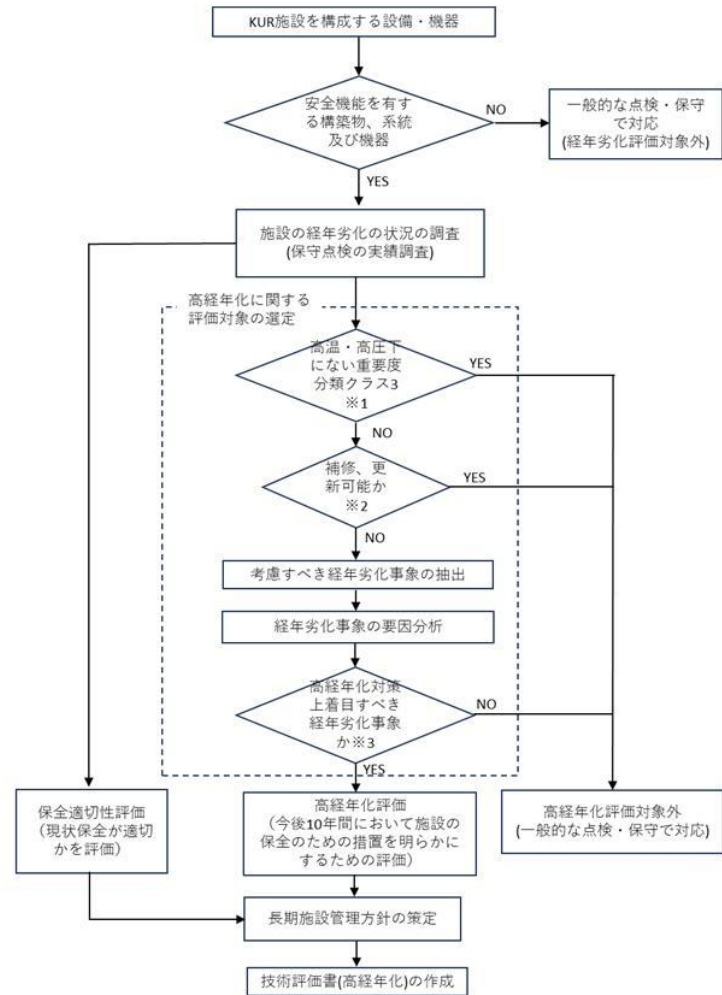
「試験研究用等原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価及び定期的な評価に関する運用ガイド」には、原子炉の型式及び出力、施設の耐震重要度分類又は安全機能の重要度分類、施設が周辺公衆に与える放射線の影響、運転年数、経年劣化の傾向その他の施設の特性を総合的に勘案した上で、科学的・技術的な合理性をもって定期安全レビューの実施項目を選定するように記載されている。ガイドの記載に基づき、安全機能を有する構築物、系統及び機器（高温高圧の環境下でない重要度分類クラス 3 の機器を除く）及び多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための常設設備について、図 1 に示す実施フローにしたがって経年劣化に関する技術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

・試験炉ガイドに基づき、評価実施フローを定めたことを明確化

・保守点検が予防保全の考え方に基づいていることを明確化



※1：KUR施設を構成する設備・機器は、高温高圧の環境下にはないため重要度分類クラス3の機器は高経年化に関する評価の対象外とする。
 ※2：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ており、必要に応じて補修や更新が可能な設備・機器（定期取扱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。
 ※3：定期的な検査等で経年劣化の進展などの異常が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場合は高経年化に関する評価の対象外とする。

図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

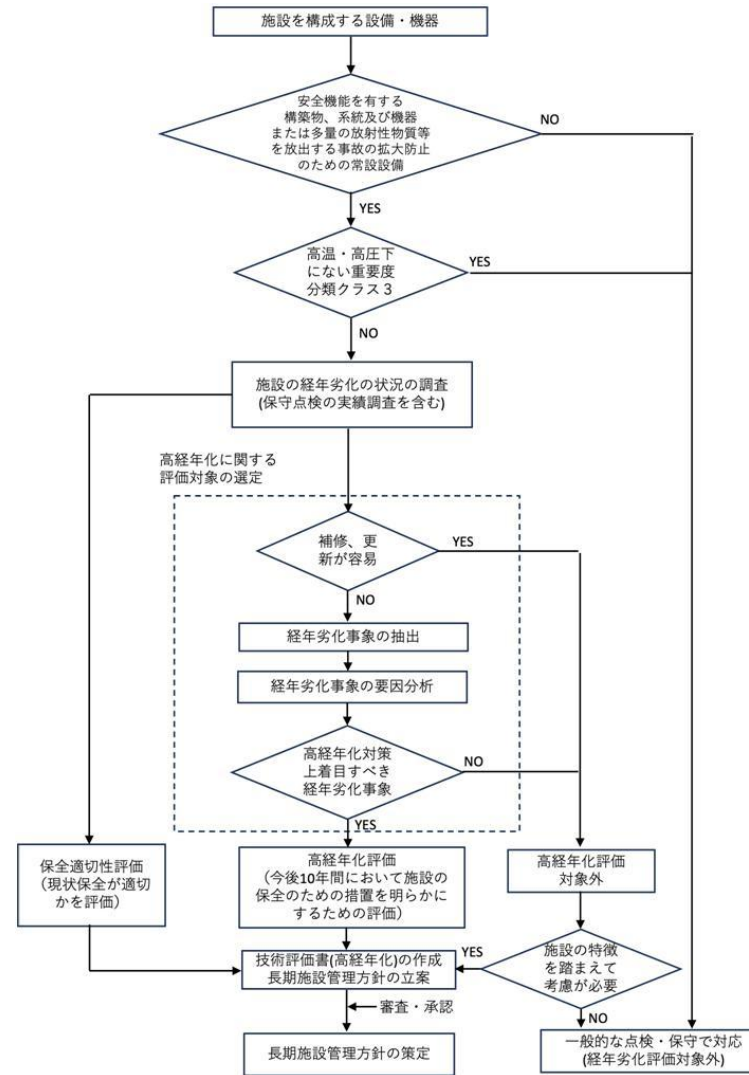


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

・BDBA 設備を評価の対象に含めることを追加

・クラス3 機器を評価対象から除外することを追加

・必要に応じて、長期施設管理方針の立案に高経年化評価対象外となった機器が反映される場合があることを追記

・立案された長期施設管理方針が学内の審査・承認をもって策定されることを追記

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。

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予定の点検等の実績を調査し、保全内容が適切なものであるか評価する。

2.1 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。

・クラス3機器を評価対象から除外することを追記

・点検等の実施項目、頻度の策定方法について追記

・記載の適正化
・保守点検が予防保全の考え方に基づいていることを明確化

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、建設当時から特に腐食や減肉が進んでい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

(省略)

3)コンクリート遮蔽(生体遮蔽)：MS-2

(省略)

(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、燃料被覆材：PS-3

(省略)

2)使用済燃料プール室プール：PS-3

使用済燃料プール室プールについては、年ごとの点検等においてプールの漏えい検査を実施し、漏えいのないことを確認している。昭和63年(1988年)に内面にFRP塗装を施しており、その後の検査においても漏えいは検出されていない。また、平成26年(2014年)及び令和4年(2022年)に使用済燃料プール室プールの水を抜いて、目視によるプールの側面・底面の観察を行い、その健全性を確認している。

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

(変更なし)

3)コンクリート遮蔽(生体遮蔽)：MS-2

(変更なし)

(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

(変更なし)

・記載の適正化

・クラス3機器に関する記載を削除(評価実施フロー改訂のため)、以下、同様

3)使用済燃料室プール：PS-3

昭和 61 年(1986 年)に設置された使用済燃料室プールについては、溶接箇所からの漏えいが外部から監視できる設計となっており、週ごとの巡視点検及び年ごとの点検等において漏えいが無いことを確認している。

4)燃料貯蔵設備(燃料貯蔵用ラック)：PS-3

炉心タンク内燃料貯蔵用ラック・使用済燃料プール室燃料貯蔵用ラック・使用済燃料室燃料貯蔵用ラック・新燃料貯蔵室燃料貯蔵用ラックは、年ごとの点検等において、肉眼、双眼鏡及び水中カメラにより目視で機能上有害な損傷、腐食、変形のないことを確認している。

5)燃料輸送管、燃料輸送溝(チャンネル)：PS-3

燃料輸送管については年ごとの点検等において作動検査を行い、キャリアの作動状況を確認し、異音や、異常な振動等の発生がないことにより、性能が維持されていることを確認している。また、キャリアの分解点検は平成 26 年(2014 年)、平成 30 年(2018 年)、令和 3 年(2021 年)に実施し、パッキンを定期的に交換している。平成 26 年(2014 年)及び令和 4 年(2022 年)にはボールバルブの分解点検を行い、パッキンなどの消耗品を交換している。

燃料輸送溝(チャンネル)については、使用済燃料プールと同様に昭和 63 年(1988 年)に内面に FRP 塗装を施して水密性を高めている。また、平成 26 年(2014 年)及び令和 4 年(2022 年)に使用済燃料プール室プール(チャンネルを含む)の水を抜いて、目視によるチャンネルの側面・底面の観察及び補修を行い、その健全性を確認している。

(3)原子炉冷却系統施設

1)1 次冷却設備、浄化設備(1 次浄化系含む)：PS-3、1 次循環ポンプ：PS-3、MS-3、

蓄電池設備(1 次循環ポンプ用無停電駆動電源)：MS-3

1 次循環ポンプについては年ごとに作動検査、外観検査、漏えい検査を実施し、振動・異音・漏れなどの異常の有無を確認している。また、10 年以内に 1 度は分解点検を行っている。この点検では、軸の曲がり、インペラ表面の傷などの目視観察を実施し、必要に応じて部品交換を行っている。平成 25 年(2013 年)に分解検査を実施し、必要な部品交換を行い、性能が維持されていることを確認している。

(3)原子炉冷却系統施設

この分解点検の際にポンプ No.3 のインペラに表面欠陥及びシャフトに打痕が発見されたため、平成 26 年(2014 年)にこれらを交換している。今後は令和 5 年度(2023 年度)にポンプ No.1、No.2、No.3 の分解点検を行う予定である。

1 次冷却設備のうち熱交換器については年ごとに作動検査、外観検査、漏えい検査を実施し、異常の有無を確認している。熱交換器の分解点検は平成 26 年(2014 年)、平成 29 年(2017 年)、平成 30 年(2018 年)、平成 31 年(2019 年)、令和 2 年(2020 年)、令和 4 年(2022 年)に行っている。これまでの分解点検の結果、熱交換器に問題は無いことを確認している。令和 2 年(2020 年)に KUR 熱交換器 No.2 からの 2 次冷却水漏えいが発生している。本事象は熱交換器分解点検後の復旧手順に問題があり、ガスケット部から漏水した事象であるため、経年変化による劣化が原因ではない。その後、点検後の復旧作業手順の見直しによる是正処置を行っており、以降に同様の事象は発生していない。

1 次浄化系設備の配管・イオン交換塔、ポンプについては年ごとに漏えい検査、外観検査を実施し、ポンプは年ごとに作動検査も行い、その健全性を確認している。平成 26 年(2014 年)及び平成 27 年(2015 年)には配管のフランジ部のパッキンなどの消耗品の交換を行っている。ポンプについては、平成 14 年(2002 年)に更新されているが、平成 24 年(2012 年)及び令和 3 年(2021 年)に分解点検を行い、メカニカルシールなど消耗品の交換を行っている。

配管やフランジ継ぎ手などについては年ごとに外観検査・漏えい検査を行なっている。配管の指定した箇所については年ごとに肉厚測定を行い、減肉の無いことを確認している。平成 11 年(1999 年)には配管の継ぎ手部分を分解し、内部観察を行い、フランジ部のパッキンなどの消耗品の交換を行っており、平成 18 年(2006 年)及び平成 27 年(2015 年)にも同様な開放点検と肉厚測定を実施し、腐食による減肉のないことを確認している。平成 21 年(2009 年)には耐震性向上のため、1 次冷却系配管に新規サポートの取付けを行っている。平成 29 年(2017 年)にも耐震性向上のため炉心直下配管に新規サポートを設置し、使用していない配管の一部を撤去している。

蓄電池設備(1 次循環ポンプ用無停電駆動電源)については、平成 21 年(2009 年)の設置以降定期的に部品交換を実施している。また、年ごとの定期点検と動作確認を実施している。

2)水圧駆動弁、逆止弁：MS-2、自然循環弁、主閉鎖弁：MS-3

1次冷却設備の重要弁として、水圧駆動弁・逆止弁・主閉鎖弁（出口・入口）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。

主閉鎖弁については、平成 26 年(2014 年)及び令和 4 年(2022 年)に分解点検を実施し、フランジ部に使用しているガスケット、ダイヤフラム膜を新品に交換している。

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。

自然循環弁については年ごとに水中カメラにより外観検査を実施している。

不適合事象として平成 28 年(2016 年)に水圧駆動弁ダンパ水の漏えい、平成 29 年(2017 年)に水圧駆動弁駆動部の不具合によりサブパイルルーム漏水警報が発報している。これらの事象については是正処置を行っており、これ以降同様の事象は発生していない。

3)2 次冷却設備：PS-3

2 次冷却設備のポンプ、配管、弁類、冷却塔などについては点検等として外観検査及び漏えい検査を実施している。

ポンプは平成 25 年(2013 年)に No1 及び No.2 を、令和 4 年(2022 年)に No.1～3 の点検整備を実施し、消耗品の交換を行ったところ正常に動作していることを確認している。

冷却塔は平成 31 年(2019 年)にファン及びモータの点検整備を実施し、消耗品の交換を行ったところ問題なく使用できることを確認している。

不適合事象として令和 2 年(2020 年)に KUR 熱交換器 No.2 点検作業における 2 次系配管の損傷（凹み）、同年に KUR 熱交換器 No.2 からの 2 次冷却水漏えい、令和 4 年(2022 年)に KUR2 次循環ポンプ 出口側配管枝管（ドレン配管）からの漏水が発生している。それぞれについて是正処置を行っており、以降に同様の事象は発生していない。

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。

・記載の適正化

4)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、使用済燃料プール水汲み上げ設備、高架水槽給水設備：MS-3)

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、高架水槽の手动弁Aの作動検査、サブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプ及び使用済燃料プール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)制御棒駆動装置：PS-3

年ごとの点検等により分解点検、作動検査、外観検査を行っている。

令和3年(2021年)、粗調整用制御棒が下端まで挿入された際のSEAT信号が上手く検出されなくなる不具合が発生している。直前に実施した駆動装置内の部品交換により、SEAT位置検出に係るバネや金具の動作が弱くなっているようであったため、バネを少し強いものに交換し、不具合は解消された。

令和5年(2023年)、微調整用制御棒駆動装置の制御棒位置検出に係る信号線に断線が生じ、KUR自動制御中の制御棒動作に不具合が生じた。不具合の内容は制御棒の位置調整機能の一つであるAutoShim動作が通常より高頻度で発生するというもので、KURの出力自体は一定に保たれていた。断線のあった線を再接続することで復旧し、令和5年(2023年)の保守期間中に信号線の補強作業を実施している。

2)粗調整用制御棒：MS-2

(省略)

3)非常用制御設備(中性子吸収材)：MS-2

(省略)

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

(変更なし)

2)非常用制御設備(中性子吸収材)：MS-2

(変更なし)

4)核計装(起動系)(第1系統、第2系統) : PS-3

年ごとの点検等により分解点検、性能検査、部品交換、点検校正を行っている。対象期間中に行つた中性子検出器の交換は以下の通りである。

- ・平成30年(2018年)6月:第2系統
- ・令和2年(2020年)2月:第2系統
- ・令和3年(2021年)1月:第1系統
- ・令和5年(2023年)1月:第1系統

また、予防保全として第1系統、第2系統の炉心タンク内での上下動に係る駆動機構を平成25年(2013年)に部品交換している。

—

5)線型出力系統(自動制御回路含む)(核計装第3系統) : PS-3

年ごとの点検等により性能検査、点検校正、作動検査を行っている。2021年には予防保全のため検出器(補償型電離箱)の更新を行っている。KURの自動制御回路の一部となるPID調節器は年ごとの点検等により点検校正を行っている。

6)安全保護回路(原子炉停止回路) : MS-2

(省略)

7)蓄電池設備(計装用無停電電源) : MS-2

(省略)

8)原子炉タンク水位計、原子炉タンク液面計 : MS-3

年ごとの点検等により点検校正、作動検査を行っている。

平成29年(2017年)、安全保護回路を構成するチャンネルの独立性確保のため、検出器から制御室までのケーブルを系統ごとに電線管へ収納して物理的に分離している。

平成30年(2018年)に他の計装機器と合わせて予防保全のための更新を行っている。

3)安全保護回路(原子炉停止回路) : MS-2

(変更なし)

4)蓄電池設備(計装用無停電電源) : MS-2

(変更なし)

9)燃料貯蔵プール水位計(使用済燃料室、使用済燃料プール室) : MS-3

年ごとの点検等により点検校正を行っている。

平成 30 年(2018 年)に他の計装機器と合わせて予防保全のための更新を行っている。

-

10)非常警報設備 : MS-3

年ごとの点検等により作動試験を行っている。

中央管理室からの非常警報設備はスクラム設備も兼ねているが、後述の中央管理室の移転に伴い、令和 5 年(2023 年)に非常警報に係る回路を更新している。

-

11)通信連絡設備(通報設備) : MS-3

年ごとの点検等により作動試験を行っている。

中央管理室の移転及びライフライン再生に伴い、令和 5 年(2023 年)に放送設備を更新している。

12)スクラム設備(中央管理室、原子炉室内) : MS-3

炉室外から原子炉を停止させるためのスクラム設備については年ごとの点検等により作動検査を行っている。

スクラム設備の内、中央管理室からのスクラム設備は非常警報設備がその機能を兼ねているが、中央管理室の移転に伴い、令和 5 年(2023 年)に中央管理室からの非常警報に係る回路を更新している。

(5)放射性廃棄物の廃棄施設

1)中放射性廃液貯留槽、弱放射性廃液貯留槽 : PS-3

中放射性廃液貯留槽、弱放射性廃液貯留槽は、1 日 1 回以上の巡視点検及び年ごとの点検を実施している。

平成 29 年(2017 年)に試験研究の用に供する原子炉等の設計及び工事の方法の技術基準に関する規則第二十一条の二に該当する設備として、中放射性廃液貯留槽、弱放射性廃液貯留槽に漏えい警報装置が設置された(設工認申請名「液体廃棄物処理設備からの漏えいを中央管理室において検知する警報装置の設置」)。漏えい警報装置は水位計、処理棟の記録計及び中央管理室の記録計から構成されている。年ごとの作動検査と性能検査を実施している。

2)タンク車タンク：PS-3

タンク車のタンクは、年ごとにタンク外表面に有害な損傷等が無いことを確認する外観検査及び定格容量まで水道水を注水し所定の時間経過後に漏えいが無いことを確認する漏えい検査を実施している。さらに10年ごとにタンク車のタンクを開放し、内表面に有害な損傷等が無いことを確認しており、前回は平成28年(2016年)に実施している。内表面の外観検査については令和6年(2024年)度

3)放射性廃水排水管：PS-3

放射性廃水排水管は平成25年(2013年)8月13日付けで承認を受けた設工認申請(液体廃棄物の廃棄設備の一部更新)に基づき一部更新され、平成26年(2014年)4月7日付けで使用前検査に合格している。放射性廃水排水管は、平成27年(2015年)度以降は年ごとに、漏水確認用弁を開放し、漏えいがないことを確認している。

4)第1固形廃棄物倉庫、第2固形廃棄物倉庫：PS-3

第1固形廃棄物倉庫は年ごとの点検等(外観検査)を行っている。平成29年(2017年)に耐震壁の追加と竜巻対策として固縛装置を設置してからは、年ごとの点検等に加え、月ごとの巡視点検を実施している。

平成30年(2018年)に第2固形廃棄物倉庫が完成している。第2固形廃棄物倉庫は月ごとの巡視点検と年ごとの点検等(外観検査・性能検査)を実施している。第2固形廃棄物倉庫については、令和元年(2019年)に外壁の補修工事を行っている。

5)非常用排気系統・操作回路：MS-2

(省略)

6)排気口(スタック、煙道)：MS-2

(省略)

1)非常用排気系統・操作回路：MS-2

(変更なし)

2)排気口(スタック、煙道)：MS-2

(変更なし)

(7)原子炉格納施設

1)原子炉格納施設：MS-2

(省略)

2)水封装置・操作回路：MS-2

(省略)

(8)その他原子炉の附属施設

1)重水タンク：PS-3

重水タンクに関しては、年ごとにおける重水熱中性子設備の点検等により、この10年間重水漏えいが無いことを確認している。ただし、平成27年(2015年)と平成29年(2017年)に設備のフランジ部からの重水漏えい事象が発生している。平成27年の事象発生原因はガスケットもしくはフランジの腐食が原因と考えられ、ガスケットの交換及びフランジの補修を行っている。その後、1年ごとにこの部分の開放点検による健全性確認を行ってきたが、平成29年(2017年)に再び重水の漏えい事象が発生している。この時の発生原因は、開放点検の際のボルトの締め付け不良、補修剤の配合比が適切でなかったことが原因と考えられた。このことから、補修手順や点検作業手順の見直し、作業確認の徹底を行うとともにガスケットの腐食対策としてグリースを用いて復旧を行っている。その後、漏えい事象は発生せず、開放点検によりガスケット及びフランジに腐食は生じず健全性が保たれていることを確認している。また、重水熱中性子設備の耐震性に関する点検等を行い、問題が無いことも確認している。

2)重水ドレンタンク：MS-3

前述した、重水タンクと同様に年ごとにおける重水熱中性子設備の点検等により、この10年間重水の漏えいの無いことを確認してきた。また、耐震点検についても重水タンクと同様に行い、耐震面での問題が無いことも確認している。

3)ディーゼル発電機、受電盤(非常電源用)：MS-2

(省略)

(7)原子炉格納施設

1)原子炉格納施設：MS-2

(変更なし)

2)水封装置・操作回路：MS-2

(変更なし)

(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

(変更なし)

(9)その他の施設

1)火災対応機器、消火設備：MS-3

研究炉に係る施設に設置された自動火災報知設備、消火器、屋内消火栓設備、屋外消火栓設備は、6ヵ月ごとの点検等を行っている。6ヵ月ごとの点検等の時以外でも必要に応じて随時部品交換等をしている。

放射性廃棄物処理棟及び固体廃棄物倉庫(第1固形廃棄物倉庫と第2固形廃棄物倉庫)の火災対応機器としては、誘導灯、自動火災報知設備、消火器、屋内消火栓設備、屋外消火栓設備があり、誘導灯については1ヶ月ごとに、その他の設備については6ヵ月ごとに点検を行っている。

2)安全避難通路等(避難通路、非常用照明)：MS-3

避難通路については目視観察を、非常用照明については月ごとの作動試験を実施し、その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。よって評価対象期間における保全活動内容は妥当である。

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。

・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追加

・これまでに経年劣化に伴う異常が発生していないことを追記

2.2 経年劣化事象の抽出

まず、図1の点線枠内に示すように、安全上の機能別重要度分類(以下、「重要度分類」という。)のクラス3以上の設備・機器のうち、KURの特性として、以下の点を考慮して対象となる設備・機器を選定した。

①KURの設備・機器は、高温高圧の環境下にはないため、重要度分類クラス3の機器は高経年化に関する評価の対象外とする。

②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可能な設備・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。

次に、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

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が、KURの特徴を踏まえて、「腐食」を考慮すべき経年劣化事象の項目として追加した。

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の抽出結果を表3に示す。

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。

・対象設備・機器の選定基準の変更

・経年劣化事象の要因分析に関する記載を2.3に移動

・高経年化に関する評価を要する設備・機器として抽出したものを明確化

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	構築物、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(IASCC)	
	炉心タンク	○	中性子照射脆化、腐食	
	燃料要素(標準燃料要素、特殊燃料要素)	対象外(②)		
PS-3	1次冷却設備	対象外(①②)		
	2次冷却設備	対象外(①②)		
	使用済燃料プール室プール	対象外(①)		
	燃料貯蔵用ラック	対象外(①②)		
	使用済燃料室プール	対象外(①)		
	浄化設備(1次浄化系含む)	対象外(①②)		
	中放射性廃液貯留槽	対象外(①②)		
	弱放射性廃液貯留槽	対象外(①②)		
	タンク車タンク	対象外(①②)		
	放射性廃水排水管	対象外(①②)		
	第1固形廃棄物倉庫	対象外(①)		
	第2固形廃棄物倉庫	対象外(①)		
	重水タンク	対象外(①)		
	燃料輸送管	対象外(①②)		
	輸送溝(チャンネル)	対象外(①)		
	1次循環ポンプ	対象外(①②)		
	制御棒駆動機構	対象外(①②)		
	核計装(起動系)	対象外(①②)		
	線型出力系統(自動制御回路含む)	対象外(①②)		
	燃料被覆材	対象外(①)		
	MS-2	粗調整用制御棒	対象外(②)	
		中性子吸取材	対象外(②)	
		サブバイルルーム漏えい水汲み上げ設備	対象外(②)	
		水圧駆動弁、逆止弁	対象外(②)	
		炉心タンク	○	中性子照射脆化、腐食

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	構築物、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
MS-2	燃料要素(標準燃料要素、特殊燃料要素)	対象外	
	粗調整用制御棒	対象外	
	中性子吸取材	対象外	
	サブバ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
BDBA 常設設備	安全保護回路(原子炉停止回路)	対象外	
	サブバ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、発電盤(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	
	止水設備	対象外	
	40トン水タンク	対象外	

・評価実施フローの見直しに伴う変更

	非常用排気系統・操作回路	対象外(②)	
	排気口（スタック、煙道）	○	腐食、コンクリートの強度低下
	水封装置・操作回路	対象外(②)	
	原子炉格納施設	○	コンクリートの強度低下、腐食
	コンクリート遮蔽（生体遮蔽）	○	コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下
	安全保護回路（原子炉停止回路）	対象外(②)	
	サブバイルルーム漏えい水汲み上げポンプ起動回路	対象外(②)	
	ディーゼル発電機、受電盤（非常電源用）	対象外(②)	
	蓄電池設備（計装用無停電電源）	対象外(②)	
	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）	対象外(②)	
MS-3	1次循環ポンプ（無停電駆動電源含む）	対象外(①②)	
	自然循環弁	対象外(①②)	
	使用済燃料プール水汲み上げ設備	対象外(①②)	
	高架水槽給水設備	対象外(①②)	
	主閉鎖弁	対象外(①②)	
	重水ドレンタンク	対象外(①)	
	原子炉タンク水位計、原子炉タンク液面計、燃料貯蔵プール水位計（使用済燃料室、使用済燃料プール室）	対象外(①②)	
	非常警報設備、通報設備、消火設備、避難通路、非常用照明	対象外(①②)	
	スクラム設備（中央管理室、原子炉室内）	対象外(①②)	

2.3 経年劣化事象と要因分析

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。

・2.2の要因分析に関する記載を2.3に移動

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部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°C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3.24×10⁵MWhにおいて1.6×10²¹n/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)3.79×10⁵MWhと見積もった場合、中性子照射量は1.9×10²¹n/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(A5052)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、アルミニウム合金の引っ張り強さ、耐力は中性子照射により増加する傾向が見られており、推定された中性子フルエンス領域において強度への影響はほとんど見られないことが分かる。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

(省略)

2.3.4.2 相ステンレス鋼の熱時効

(省略)

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部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°C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3.24×10⁵MWhにおいて1.6×10²¹n/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)3.79×10⁵MWhと見積もった場合、中性子照射量は1.9×10²¹n/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、1×10²²n/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1.9×10²¹n/cm²は1×10²²n/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

(変更なし)

2.3.4.2 相ステンレス鋼の熱時効

(変更なし)

・アルミニウム合金の中性子照射脆化に関する引用文献の変更に伴う記載の適正化

2.3.5 電気・計装品の絶縁低下

(省略)

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

2.3.5 電気・計装品の絶縁低下

(変更なし)

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。KURは、1.2.9(2)で述べた放射孔、照射孔等の実験設備から意図的に放射線を炉心外部に放出させており、炉心外の漏えい放射線はこれら実験設備からのものが大部分を占めており、生体遮蔽コンクリートを透過してくる放射線はごくわずかである。炉心外の漏えい放射線量は、実験設備の遮蔽に大きく依存しており、生体遮蔽コンクリートの経年劣化に伴う遮蔽能力の低下があったとしても、その影響は軽微である。したがって生体遮蔽コンクリートの遮蔽能力は、構造上の健全性が維持されていることをもって遮蔽能力も維持されているものと判断し、遮蔽能力そのものは経年劣化事象としての評価を要しないものと判断する。

なお、KURの運転中の炉室内外の中性子、ガンマ線の線量は定置式および移動式のモニタによって監視しているが、これまでに経年に伴う有意な線量の上昇は確認されていない。

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		
	強度低下				遮蔽能力低下	強度低下	
経年劣化事象	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

・熱によるコンクリートの遮蔽能力低下については別途定量的な評価を行った。

・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、劣化事象、判断理由を表で整理した。

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。
原子炉格納施設	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) 高経年化評価対象の抽出

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を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出した。

評価結果については2.4節で述べる。

(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。

・記載の適正化

・評価対象に熱による遮蔽能力低下を追加

2.3.7 腐食

KURに関しては、交換が困難であり、その意味で原子炉全体の供用寿命に決定的な影響を及ぼしかねない最も重要な機器として炉心タンクがある。炉心タンクを構成するアルミニウム合金の腐食を防止する観点から、運転開始以来、今日まで、炉心タンク水は極めて高純度に保持してきた。その結果、これまで年ごとに実施してきた炉心タンク水位変化の精密測定でも炉心タンク水の漏えいが疑われるような兆候は見当たらない。また、前述のとおり、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、建設当時から特に腐食や減肉が進んでいないことを確認している。このように炉心タンクの腐食については、日常的な施設管理において、その発生・進展について継続的な劣化管理を行っているので、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として抽出することを要しないものと判断した。しかしながら、今後の炉心タンクの健全性の維持を万全に期すためにも、これまでの実績を踏まえて、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計画を策定する必要がある。

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、定期的に目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。目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。

- ・記載の適正化
- ・炉心タンクの穿孔が生じる要因である腐食が起こるメカニズムと対策について詳細な説明を追記した。

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

原子炉格納施設及び生体遮蔽は定期的な検査等における外観検査において、ひび割れの進展など異常が無いことを確認している。

まず、原子炉格納施設や生体遮蔽の強度低下の劣化要因であるコンクリートの中性化深さについては、1999年、2009年及び2019年に実施した健全性調査において、JIS A 1152「コンクリートの中性化深さの測定方法」に準じて測定し、原子炉格納施設及び生体遮蔽のコンクリート及び鉄筋の健全性が確保されていることを確認している。

また、経年劣化の評価として、中性化深さについては以下に示す「岸谷による中性化速度式(岸谷式)」^⑥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評価した。

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

ここで

C：中性化深さの推定値 (cm)

α ：環境条件による係数 屋内の場合は1.7、屋外の場合は1.0

β ：仕上げ材による係数 1.0 (仕上げ材無し)

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)

まず原子炉格納施設の屋内に対し、仕上材がない(実際には塗装あり)とした1999年時点(設置後約38年が経過)での中性化深さの推定値は38.6mm、2009年(設置後約48年が経過)時点での中性化深さの推定値は43.4mm、2019年(設置後約58年が経過)時点での中性化深さの推定値は47.8mmとなり、現在から10年後の2033年(設置後約72年が経過)には53.7mmの深さまで進展するおそれがあると推定される。一方、当該箇所のかぶり厚さは68mmであり、上述の中性化深さの推定値から考えると今後10年が経過しても健全性は維持されることを確認した。なお、1999年、2009年及び

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)」^⑥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。

・記載の適正化(表現の見直し)

・中性化に影響する環境の違いは小さいことを明記

・仕上材の効果を考慮して再評価

・評価に用いたパラメータの明確化

2019年の健全性調査における中性化深さの実測値（屋内）は、それぞれ 9.3mm、3.4mm、11.7mm であり、いずれも推定値を大きく下回っている。以上のように、推定値が保守的な評価となっていることから、実際には今後 10 年後の中性化深さの推定値はより裕度があるものと推定される。

次に、生体遮蔽についても、使用条件が同じ原子炉格納施設の屋内と同様な推定値が得られるが、1999年と2009年に実施した中性化深さの実測値は普通コンクリート部及び重コンクリート部ともに 1mm 以下であった。この結果は建設当時から塗装がされているためと考えられる。ちなみにかぶり厚さは 26.5mm であり、前述の 10 年後の中性化深さの推定値(53.7mm)を下回るが、推定値は保守的であることや設置後 48 年経過時でも中性化深さが 1mm 以下であったことから、今後 10 年が経過しても健全性は維持されるものとする。

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的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。

・記載の適正化（表現の見直し）

・中性化深さ測定的位置及び測定結果を明確化

・仕上材の効果を考慮して再評価

・評価に用いたパラメータの明確化

表6 計算に用いたパラメータ

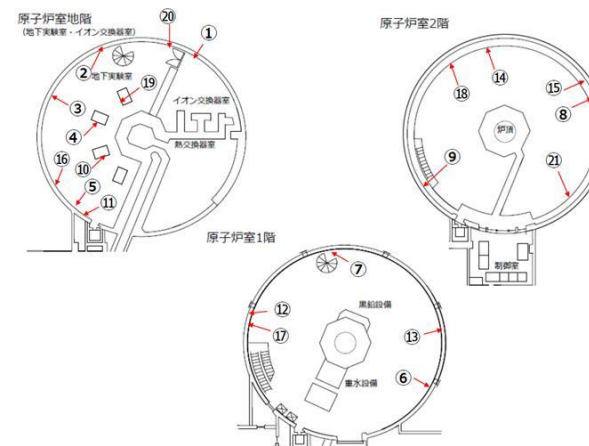
対象施設		1999年	2009年	2019年	2033年
原子炉格納施設 (屋内)	α	1.7	1.7	1.7	1.7
	β	0.61	0.61	0.61	0.61
	y	38	48	58	72
生体遮蔽	α	1.7	1.7	1.7	1.7
	β	0.19	0.19	0.19	0.19
	y	38	48	58	72

・表の追加

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	-	-	

・表の追加



・図の追加

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

・表の追加

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 γ 線照射による強度低下についての評価を以下に示す。

小嶋・他(2019)^⑨の試験結果によると、 1×10^{19} n/cm²の中性子照射量(E>0.1MeV)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。KURの生体遮蔽のコンクリートの内面で0.1MeV以上の中性子照射量をMCNP-6コード^⑩及びJENDL-4.0^⑪を用いて評価したところ、この中性子照射量の目安値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、 γ 線については、Hilsdorf et al.(1978)^⑫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 γ 線照射により影響を受ける範囲は、生体遮蔽の厚さ(約2m)に比べて非常に小さく、その範囲を除いたとしても、新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。

2.4.2 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^⑩及びJENDL-4.0^⑪を用いて評価した。小嶋・他(2019)^⑨の試験結果によると、 1×10^{19} n/cm²の中性子照射量(E>0.1MeV)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)^⑫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℃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℃以下、ガンマ線遮蔽で177℃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。

・記載の適正化(表現の見直し)

・記載の適正化(表現の見直し)

・新たな評価項目の追加

2.4.3 まとめ

原子炉格納施設、生体遮蔽及びスタック(煙道も含む)については、定期的な検査等における外観検査においてひび割れの進展や腐食など異常がないことを確認していること及びコンクリート等の健全性調査並びに健全性評価の結果から、現在の管理を維持することで今後10年間、原子炉格納施設、生体遮蔽及びスタック(煙道も含む)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。

2.5 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。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、現状の保安活動が適切なものであると評価した。

高経年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重要度分類クラス3のもの及び補修、更新が容易でないものについて高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を選定して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。しかしながら、原子炉全体の供用寿命に決定的な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。

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。

・記載の適正化(表現の見直し)

・経年劣化に伴う異常の有無と予防保全について追記

・記載の適正化(表現の見直し)

3. 長期施設管理方針の策定

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。

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

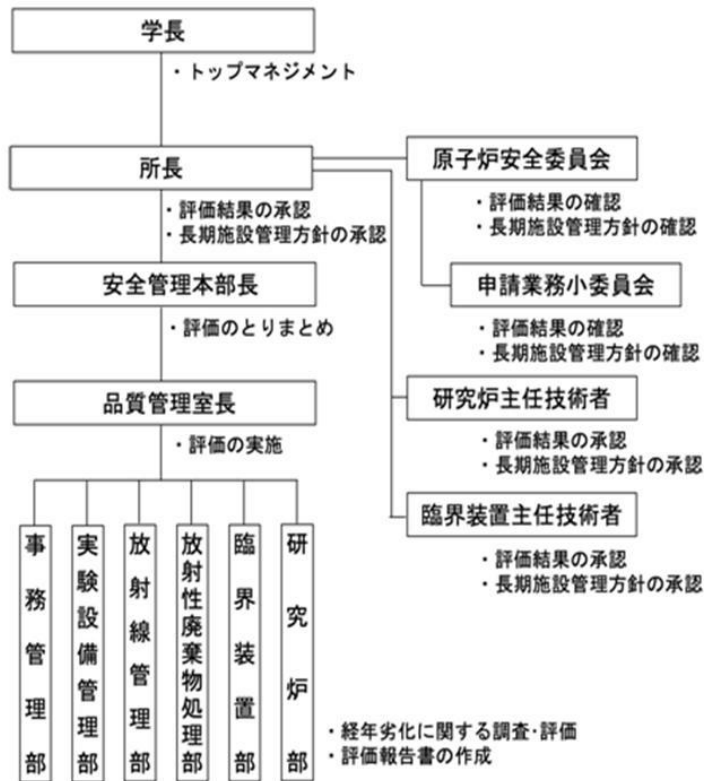
(始期：2023年12月1日、適用期間：10年間)

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。

- ・記載の適正化
- ・長期施設管理方針の立案に至った判断の内容について追記

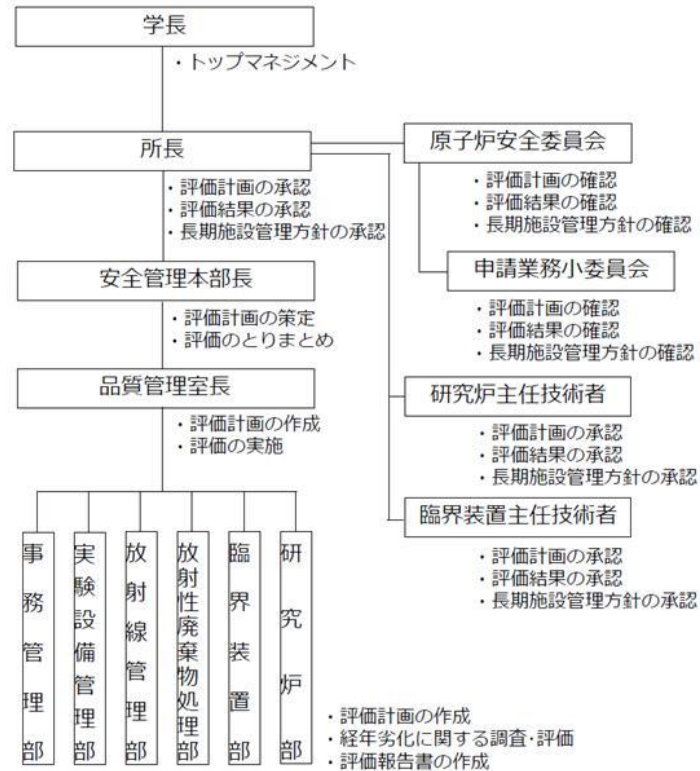
4. 高経年化評価実施体制

高経年化評価の実施体制（KUCA を含む）は、以下のとおりである。



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」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。

- ・高経年化評価に関する品質マネジメント体制等に関する記載の追記
- ・体制図の変更
- ・評価計画の作成、策定、承認、確認の追記

- ・品質マネジメントに関する説明を追記

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, 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 \(2002\).](#)
- (3) [K. Farrell, "Microstructure and tensile properties of heavily irradiated 5052-0 Aluminum alloy" , J. Nucl. Mater. 97, 33-43 \(1981\).](#)
- (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) [「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 \(2013\)](#)
- (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.

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」 \(1975\).](#)

・文献の誤記修正

・文献の変更

・文献の変更

・文献の追加

臨界実験装置 (KUCA)
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
[Redacted Signature Area]		

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. KUCA の概要	1
1.1 原子炉設置変更承認の経緯	1
1.2 KUCA の概要	2
1.3 KUCA の運転実績	8
2. 経年劣化に関する調査及び評価	10
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	12
2.2 経年劣化事象の抽出	14
3. 長期施設管理方針の立案	15
4. 高経年化評価実施体制及び品質マネジメント体制	16
付録：	
A. 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価	17
A.1 コンクリートの強度低下	20
A.2 まとめ	27
A.3 参考文献	28

1. KUCA の概要

1.1 原子炉設置変更承認の経緯

臨界実験装置（KUCA）の原子炉設置変更承認の経緯を表 1 に示す。

表 1 臨界実験装置（KUCA）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 47 年 8 月 24 日	47 原 第 7905 号	臨界実験装置（KUCA）の増設
昭和 50 年 6 月 3 日	50 原 第 5332 号	KUCA の重水反射体の追加
昭和 52 年 4 月 12 日	52 安（原規） 第 120 号	KUCA 彎曲型燃料体の製作
昭和 55 年 8 月 25 日	55 安（原規） 第 175 号	KUCA 中濃縮ウラン彎曲型燃料体の製作
昭和 59 年 2 月 28 日	59 安（原規） 第 44 号	KUCA の 2 分割混合炉心の構成
平成 17 年 10 月 27 日	16 学文科科 第 960 号	中性子発生設備の追加、安全保護回路の改造
平成 28 年 5 月 11 日	原規規発 第 16051111 号	新規制基準に適合させるための変更等
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 3 年 3 月 30 日	原規規発 第 2103302 号	炉心装荷物の記載変更
令和 4 年 4 月 28 日	原規規発 第 2204282 号	低濃縮燃料の追加

1.2 KUCA の概要

1.2.1 原子炉の型式、熱出力及び基数

形式 濃縮ウラン非均質型（軽水減速及び固体減速）複数架台方式

熱出力 100W

基数 1基

1.2.2 原子炉本体

KUCA は、A、B 及び C の 3 つの架台を持っている。A 及び B の両架台は固体減速炉心用で、C 架台は軽水減速炉心用である。3 つの架台は、それぞれ臨界集合体棟炉室を 4 分の 1 に区切った室に 1 つずつ設置されている。これらの各室は、遮蔽壁によって隔てられている。核計装及び制御棒駆動装置は、全体で 1 組だけが設けられ、各架台に共通したものである。従って、運転はこれらを取付けた架台でのみ可能である。炉室のうち、架台を設置しない室には、炉心に中性子を入射させるためのパルス状中性子発生装置が設置されている。また、炉室外部に設置された加速器からの粒子ビームを A 架台室に導き、炉室内にて中性子を発生させるための中性子発生設備が設置されている。

1.2.3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

核燃料物質の貯蔵施設として燃料室が設けられ、その中に燃料貯蔵棚が設けられている。ウランの燃料要素は、バードケージに入れて燃料貯蔵棚に収められている。さらに、燃料室には、燃料体の組立解体場所が設定され、核燃料物質の取扱設備として作業機が設けられている。なお、トリウムの燃料要素を貯蔵するトリウム貯蔵庫は未設置であるが、今後、製作し、燃料室に設置する計画である。

1.2.4 原子炉冷却系統施設

冷却のための施設は設けられていない。

1.2.5 計測制御系統施設

(1) 計装

1) 核計装の種類

核計装として、以下の6系統が設けられている。

起動系	核分裂計数管	3系統
対数出力炉周期系	非補償型電離箱	1系統
線型出力系	非補償型電離箱	1系統
安全出力系	非補償型電離箱	1系統

2) その他の主要な計装の種類

プロセス計測装置として、水位計、水質計及び炉心温度計（固体減速架台では炉心温度を、軽水減速架台では炉心タンク水温を測定）が設けられている。他に中心架台位置指示計及び制御棒位置指示計が設けられている。

(2) 安全保護回路

原子炉停止回路の種類

原子炉停止回路には、スクラムと一せい挿入の2種類がある。スクラム時には、固体減速架台では制御棒及び中心架台の落下が、軽水減速架台では制御棒の落下及び炉心タンク水の排水が連動して同時に作動する。一せい挿入時には、3本の制御棒が制御棒駆動装置により一せいに挿入される。

(3) 制御設備

1) 制御材の個数及び構造

- a. 個数 1炉心につき6本
- b. 種類 中性子吸収体
(固体減速炉心 ホウ素、軽水減速炉心 カドミウム)
- c. 寸法 固体減速架台用 外径 5cm 以下、有効長 約 1.5m
軽水減速架台用 外径 5cm 以下、有効長 約 0.7m
- d. その他 制御棒駆動装置を外すときは、その架台には制御棒を入れたままにしておく。

2) 制御棒駆動装置の個数及び構造

駆動装置は固定板に固定され、制御棒は上方から炉心に挿入される。この駆動装置は、全体で1組だけが設けられ、各架台に共通したものである。固定板は、運転する架台に炉室天井クレーンで移動する構造である。スクラム時には、制御棒保持用電磁石電流が遮断されて、制御棒は自重により自然落下する。

- a. 個数 6 本
- b. 駆動長 約 1.6 m
- c. 駆動方式 電動機によるスクリーナット方式
- d. 駆動速度 0.5 m/min 以下
- e. 制御棒落下時間 1 秒以下（スクラム信号発生から全挿入までの時間）

3) 反応度制御能力

制御棒の反応度抑制効果

過剰反応度プラス 1 % $\Delta k/k$ 以上

ただし、反応度価値の最も大きな制御棒 1 本が固着した場合においても、炉心を未臨界に移行することができ、かつ、未臨界を維持できるよう、最も反応度の大きい制御棒でも全体の 1/3 を超えないものとする。

(4) 非常用制御設備

固体減速架台における中心架台

- 1) 個数 各架台につき 1 系統
- 2) 種類 炉心分割
- 3) 構造 架台支持構造第 0 段（炉室床面）に設置された中心架台が油圧により上昇し、炉心の一部を構成する。中心架台落下時には、炉心が分割され、反応度が低下する。
- 4) 上昇速度 3.3 cm/s 以下

軽水減速架台におけるダンプ弁

- 1) 個数 1 系統
- 2) 種類 軽水排水
- 3) 構造 炉心タンク及びその下部に設置されたダンプタンクを結ぶ配管に設置する。弁開放時は、重力により炉心タンク水がダンプタンクに排水され、反応度が低下する。

(5) その他の主要な事項

中央管理室

制御室に集められている警報のうち、特に重要なものは中央管理室でも発報する。また、制御室が使用できない状況であっても、非常警報鈕（中央管理室）によるスクラム及び放送等の緊急操作を行なうことができる。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、スタックから放出する。この気体廃棄物の放射性物質の濃度は、スタック空気モニタにより連続監視している。

2) 廃棄物の処理能力

KUCAにおいて、気体廃棄物の処理を行なう設備は設けられていない。

3) 排気口の位置

原子炉建屋の屋上にスタックを設置している。

(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、廃液タンクに一時貯蔵する。廃液タンクから廃棄物処理場に送水する場合は、廃水中の放射性物質濃度の測定を行ない、敷地外への放出基準値を下回ることを確認したのちに排水する。

2) 廃棄物の処理能力

台数 2 基、容積 約 5 m³/基

3) 排水口の位置

廃液タンクヤードの排水口

(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て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 100 m²、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 300 m² である。

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、研究用原子炉と共用である。

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

ハンドフットクロズモニタ及び個人管理用モニタ

分析用放射線測定装置

2) 放射線管理設備

管理区域の出口近傍に除染室が設置されている。除染室には、シャワールーム及び手洗場が設けられている。

(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、記録している。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、記録している。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) その他

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なっている。

1.2.8 原子炉格納施設

(1) 構造

鉄筋コンクリート構造

(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

設計圧力 約 30 cm 水柱 (約 2.9 kPa、正負とも)

設計温度 常温

漏えい率 基準は設けない

(3) その他の主要な事項

原子炉格納施設内の火災に対応するために、消火設備（ハロン）を備えている。
また、中性子発生設備は、原子炉格納施設のバウンダリの一部を構成している。

1.2.9 その他原子炉の附属施設

(1) 非常用電源設備

商用電源の他に、外部電源喪失時に原子炉が停止したことを確認するために必要な機器の電源として、無停電電源装置が設けられている。容量は3 kVA 以上である。

(2) 主要な実験設備

1) パルス状中性子発生装置

実効増倍率等の測定に利用するパルス状中性子発生装置が設けられている。発生中性子量は、パルス運転の場合で最大 10^{10} n/s、連続運転の場合で最大 5×10^{10} n/s である。同装置は、A 架台専用とし、かつ未臨界体系でのみ使用する。

2) パイルオシレータ

パイルオシレータは未設置である。

3) 中性子発生設備

臨界集合体棟外部に設置された加速器からの粒子ビームを A 架台室内に導き、中性子を発生させる中性子発生設備が設けられている。同設備は、炉室内のビーム輸送系、中性子発生ターゲットとビーム隔離弁からなり、未臨界体系でのみ使用する。ビーム隔離弁は、スクラム又は一せい挿入の信号により自動的に閉じる。中性子発生設備により発生する中性子量は、最大 10^{11} n/s である。中性子発生設備は、パルス状中性子発生装置と同時に使用しない。

1.3 KUCA の運転実績

KUCA が初臨界となった昭和 49 年（1974 年）から令和 5 年（2023 年）11 月までの運転実績を表 2 に示す。ただし、新規制基準への適合性に係る審査期間（平成 26 年度～平成 28 年度）及び設置変更承認申請書添付書類十における過渡解析評価の一部想定誤りの是正に要した期間（令和 2 年度 12 月以降）について、KUCA は運転を停止した。さらに、低濃縮化に係る作業のため、令和 3 年（2021 年）7 月 30 日から運転を中断しており、令和 5 年（2023 年）11 月までに再開する予定はない。従って、令和 5 年（2023 年）11 月までの運転実績は、約 49 年間（そのうち、6 年間弱は運転停止）となる。なお、A、B 及び C の各架台の初臨界日は、昭和 49 年（1974 年）12 月 3 日、昭和 49 年（1974 年）11 月 13 日及び昭和 49 年（1974 年）8 月 6 日であった。

表 2 運転開始から令和 5 年 11 月までの運転実績

年度	年度ごとの積算出力 (Wh)	累計積算出力 (Wh)	累計起動回数
昭和 49	17.40	17.40	270
昭和 50	21.92	39.32	584
昭和 51	26.38	65.70	890
昭和 52	21.12	86.82	1,154
昭和 53	16.12	102.94	1,353
昭和 54	13.44	116.38	1,492
昭和 55	10.84	127.22	1,598
昭和 56	14.96	142.18	1,794
昭和 57	12.68	154.86	1,943
昭和 58	13.00	167.86	2,055
昭和 59	18.84	186.70	2,321
昭和 60	12.58	199.28	2,474
昭和 61	17.96	217.24	2,657
昭和 62	19.50	236.74	2,825
昭和 63	17.08	253.82	3,034
平成元	19.60	273.42	3,252
平成 2	19.40	292.82	3,454
平成 3	17.46	310.28	3,692
平成 4	17.38	327.66	3,880
平成 5	15.72	343.38	4,051
平成 6	17.42	360.80	4,298
平成 7	16.06	376.86	4,515
平成 8	18.56	395.42	4,741
平成 9	17.94	413.36	4,981
平成 10	16.70	430.06	5,184

平成 11	14.26	444.32	5,363
平成 12	13.14	457.46	5,548
平成 13	13.74	471.20	5,776
平成 14	14.36	485.56	5,981
平成 15	15.34	500.90	6,192
平成 16	14.64	515.54	6,445
平成 17	9.96	525.50	6,585
平成 18	15.34	540.84	6,822
平成 19	18.40	559.24	7,156
平成 20	19.40	578.64	7,466
平成 21	16.80	595.44	7,731
平成 22	19.82	615.26	8,037
平成 23	18.34	633.60	8,329
平成 24	21.40	655.00	8,673
平成 25	19.52	674.52	9,021
平成 26	0.00	674.52	9,021
平成 27	0.00	674.52	9,021
平成 28	0.00	674.52	9,021
平成 29	15.64	690.16	9,339
平成 30	15.90	706.06	9,645
平成 31／令和元	11.50	717.56	9,878
令和 2	2.90	720.46	9,947
令和 3	4.68	725.14	10,059
令和 4	0.00	725.14	10,059
令和 5	0.00	725.14	10,059

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なった。

2.1 節、「保守点検の実績調査（経年劣化の状況の調査）及び評価」では、保守、点検、交換等の実績調査を行ない、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 節、「経年劣化事象の抽出」では、高経年化に関する評価対象の選定を行なった結果、KUCAにおいて高経年化に関する評価を要する設備・機器はなかったことを示す。

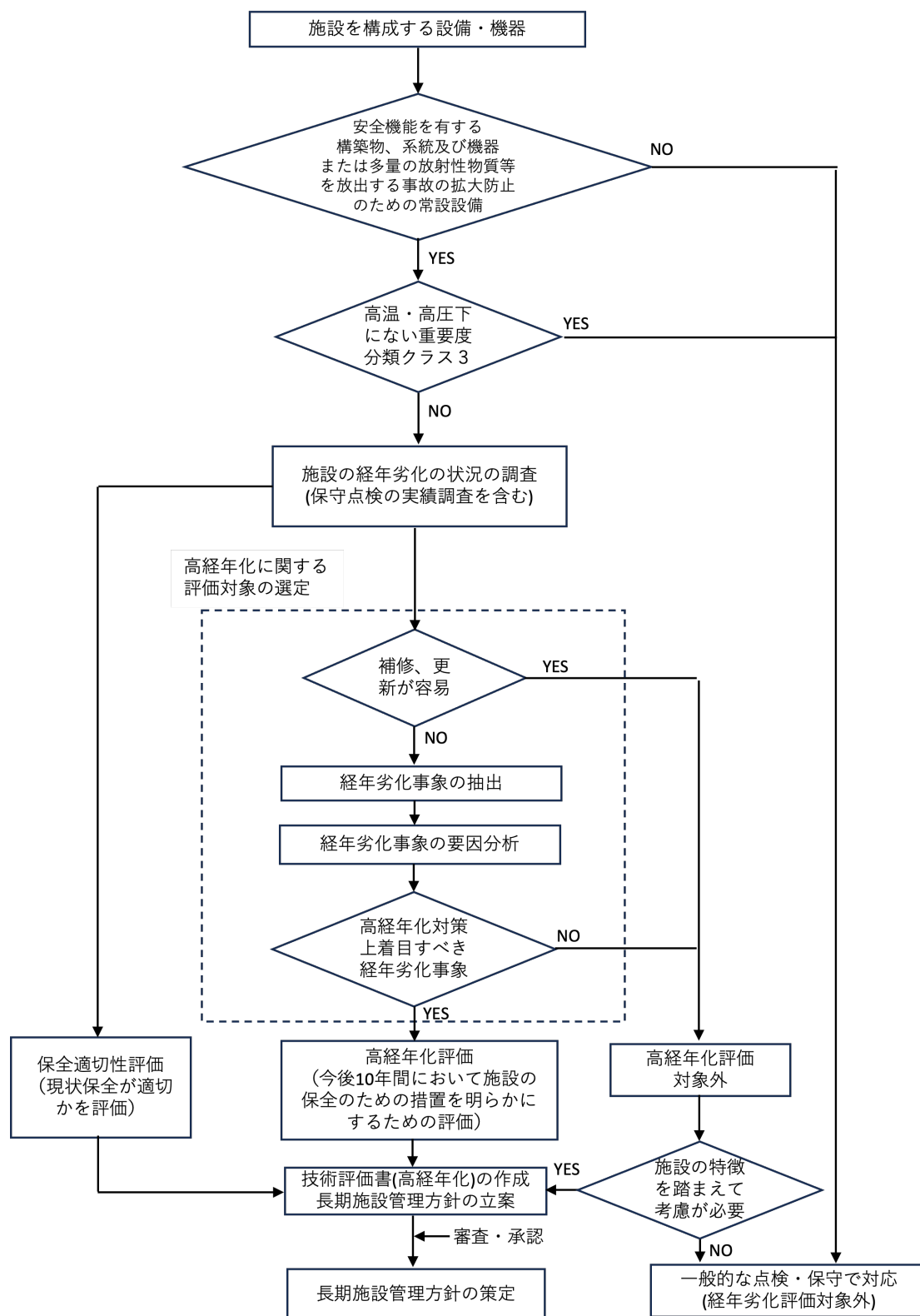


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

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）について、通常の施設管理活動として行なわれてきた保守、点検、交換等の実績調査を行ない、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

KUCA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日まで）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。なお、次節以降において、機器等の名称の頭に(A)、(B)、(C)とあるのはそれぞれの架台に特有の機器等であることを示している。

2.1.2 調査結果

(1) (A)(B)中心架台駆動装置：MS-2

年ごとの点検等で、外観検査、作動検査及び機能検査を実施している。外観検査については、分解を伴わずに確認できる範囲で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がなく、アンカーボルト等の取付状態に異常のないことを確認している。作動検査については、操作時の作動状況（異音や異常な振動、著しい油漏れがないこと）、中心架台の上昇時間及び落下時間を精度が確認されたストップウォッチで計測して確認している。機能検査については、反応度抑制効果を測定し、基準値を満足していることを確認している。運転時には起動前点検により、油漏れがないことを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年（2021

年)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等を省略している。また、5年ごとに分解点検を行っており、今回は、令和5年(2023年)秋に予定している。令和3年(2021年)以降作動させていないため、令和5年(2023年)4月25日に分解点検前の作動テストを実施し、問題ないことを確認した。

(2) (C)ダンプ弁 : MS-2

年ごとの点検等で、外観検査、作動検査及び機能検査を実施している。外観検査については、目視可能な範囲で機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がなく、アンカーボルト等の取付状態に異常のないことを確認している。作動検査については、操作時に異音や異常な振動がないこと、ダンプ弁開放時の排水時間を精度が確認されたストップウォッチで計測して確認している。機能検査については、反応度抑制効果を測定し、基準値を満足していることを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年(2021年)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等を省略している。

(3) 制御棒案内管 : MS-2

年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを外観検査により確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年(2021年)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

(4) 原子炉停止回路 : MS-2

年ごとの点検等で作動検査を実施している。このうち、スクラム回路については、月ごとの点検においても作動を確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年度(2021年度)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、年ごとの定期事業者検査については、スクラム回路の一部(中央管理室に係る警報)のみを対象として実施し、月ごとの点検については、通常どおり実施している。

2.1.3 評価

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。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）のうち、KUCA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可能な設備・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。

KUCA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の抽出結果を表3に示す。同表に示されるとおり、KUCAにおいて高経年化に関する評価を要する設備・機器はなかった。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 KUCA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	構築物、系統及び機器 ^a	高経年化評価対象 ^b	考慮すべき経年劣化事象
PS-2	該当なし		
MS-2	(A)(B)中心架台駆動装置	対象外	
	(C)ダンプ弁	対象外	
	制御棒案内管	対象外	
	原子炉停止回路	対象外	

a 機器等の名称の頭に(A)、(B)、(C)とあるのはそれぞれの架台に特有の機器等であることを示している。

b 高経年化評価対象外となる理由は、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可能な設備・機器（定期取替品及び消耗品を含む）であることである。

3. 長期施設管理方針の立案

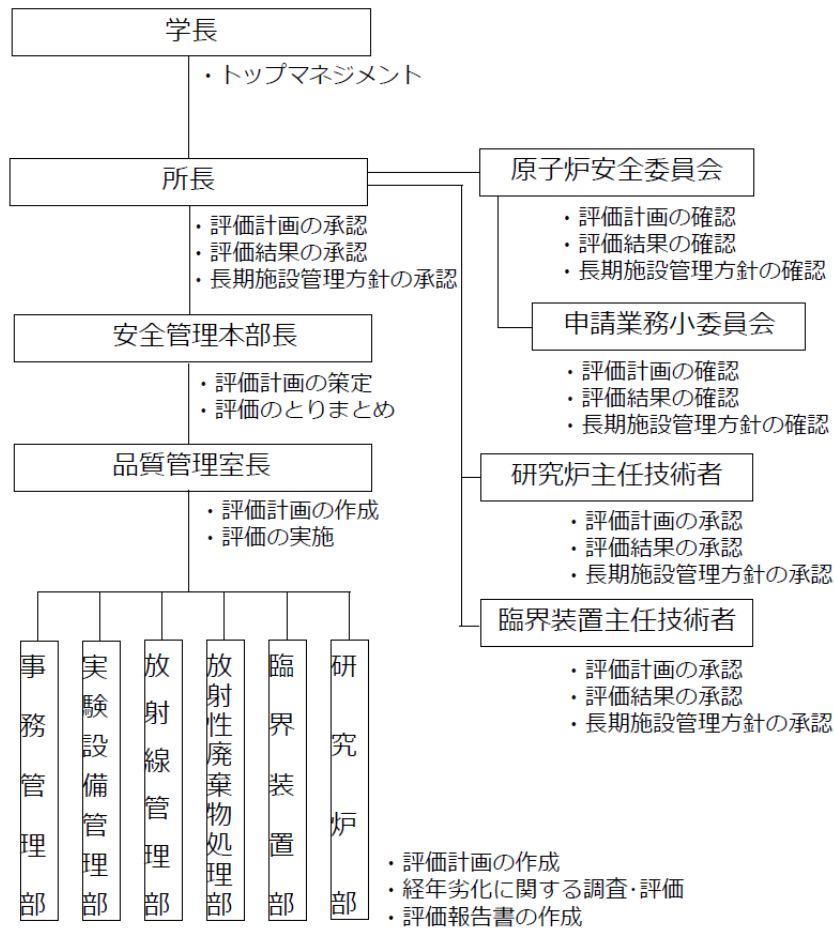
以上の評価に基づき、KUCA の長期施設管理方針及びその始期並びに適用期間を以下に立案する。

長期施設管理方針（始期：2023年12月1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. 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。

付録：A. 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価

原子力規制委員会は、「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）を取りまとめている。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。KUCAは試験研究用原子炉であるため、このガイドの対象外であり、かつ、本文2.2節で示したように、高経年化に関する評価を要する設備・機器はないが、ここでは、「最近の知見で得られている経年劣化事象」として、特に取り上げて評価を行なうものとする。

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。

- (1) 低サイクル疲労
- (2) 中性子照射脆化
- (3) 照射誘起型応力腐食割れ
- (4) 2相ステンレス鋼の熱時効
- (5) 電気・計装品の絶縁低下
- (6) コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

以下、これらの事象について検討する。

(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。KUCAは、最大出力100Wの低出力炉であり、通常の運転は常温、常圧で行なっているため、温度、圧力の変化はほとんど生じない。温度変化が生じる可能性がある事象としては、軽水減速炉心において、軽水を電気ヒータで最大80℃まで加熱して実験を行なう際に、燃料要素、炉心タンク、制御棒の温度が上昇する可能性があるが、温度上昇量は大きくなく、また、繰り返し温度変化を与える運転ではないため、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) 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。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/cm²程度⁽¹⁾である。一方、KUCAのこれまでの全運転（約49年間、そのうち6年間弱は運転停止）による中性子照射量

は、保守的な評価¹をしても 5.19×10^{13} n/cm²であるため、今後 10 年間の中性子照射量は、 1.21×10^{13} n/cm² (= $5.19 \times 10^{13} \times 10$ 年間 ÷ 43 年間) と見積もられ、10 年後の積算値は、 6.40×10^{13} n/cm²となる。従って、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はないと考えられる。

(3) 照射誘起型応力腐食割れ

「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/cm² 程度⁽²⁾⁽³⁾を超え、環境因子としての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。ただし、KUCA は、高温高压下で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と考えられる。なお、KUCA のこれまでの全運転（約 49 年間、そのうち 6 年間弱は運転停止）による中性子照射量の積算値は、炉心内であっても 8.66×10^{13} n/cm² 程度²であるため、今後 10 年間の中性子照射量は、 2.01×10^{13} n/cm² (= $8.66 \times 10^{13} \times 10$ 年間 ÷ 43 年間) と見積もられ、10 年後の積算値は、 1.07×10^{14} n/cm²となる。従って、しきい照射量と比して十分小さいことから、上記のしきい照射量と比して十分小さい。

(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 相ステンレス鋼が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、相分離が起り、靱性が低下する可能性がある事象である。KUCA 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。

(5) 電気・計装品の絶縁低下

「電気・計装品の絶縁低下」は、分電盤、ケーブル等について定期的な点検を行ない、絶縁抵抗測定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を行ない、健全性を維持する。また、これらのケーブルについて、点検に

¹ C 架台において、最も水反射体が薄い部分の炉心タンク表面の中性子束を MVP-3 コード⁽⁶⁾及び JENDL-4.0⁽⁶⁾により評価し (2.62×10^4 n/cm²/s/neutron)、その中性子束により、架台支持構造（炭素鋼製）あるいは炉壁（コンクリート製）が照射されると仮定した。KUCA には架台が 3 箇所あるため、架台支持構造や炉壁に対する照射量も 3 架台で分散されるが、これまでの運転が全て単一架台で行なわれたと仮定した。また、本評価において、炉心領域はモデル化されておらず、ボイドとしているため、炉心内での吸収反応等は考慮されていない。そのため、全ての発生中中性子は、炉心領域から漏れ出してしまふ。さらに、実際の体系では、核分裂により生じた中性子のうち、1 つは核分裂連鎖反応の維持のために使われるが、それも考慮していない。従って、本評価は十分に保守的であると考慮される。

² 1W 出力時の炉中心の中性子束を MVP-3 コード⁽⁶⁾及び JENDL-4.0⁽⁶⁾により評価し (3.32×10^7 n/cm²/s/W)、その中性子束により、炉心格子板（ステンレス鋼）が照射されると仮定した。KUCA には架台が 3 箇所あるため、格子板に対する照射量も 3 架台で分散されるが、これまでの運転が全て単一架台で行なわれたと仮定した。なお、本評価においては、体系をアズビルドにモデル化している。

より性能が劣化していることが判れば、2017年に核計装関係のケーブルを全更新したように、再度更新することが可能である。

(6) コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

原子炉建屋（燃料室、スタックを含む）を対象として選定した。詳細は、次節の A.1 で述べる。なお、原子炉建屋の遮蔽能力については、年ごとの点検等で、高出力運転時の線量当量率を測定し、原子炉室外の線量当量率が核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示に規定する基準値以下であることを確認することにより、健全性が維持されていると判断している。また、この測定を継続することにより、遮蔽能力低下の発生可能性を確認できることから、経年劣化評価の対象とはしない。

A.1 コンクリートの強度低下

A.1.1 使用状況等と主な経年劣化事象

原子炉建屋（燃料室、スタックを含む）は鉄筋コンクリート構造で、設置から約 50 年が経過している。原子炉建屋の内壁は、建設時に仕上材（ペイント）が施工されている。一方、原子炉建屋の外壁は、建設時には仕上材が施工されない打ち放しであったが、1989 年に外壁に仕上材（吹付タイル）が施工されている。

原子炉建屋に対しては、1989 年の外壁仕上材の施工時とその後の 2019 年に健全性調査を行っている。健全性調査では、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、鉄筋の腐食等を調べた。

原子炉建屋で考慮すべき経年劣化は、コンクリート及び鉄筋である。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。

原子炉建屋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、アルカリ骨材反応及び中性子照射が想定されるが、KUCA の環境条件を踏まえると、コンクリートの中性化、アルカリ骨材反応及び中性子照射による強度低下が想定される。なお、コンクリートのアルカリ骨材反応については、定期的な点検等でひび割れの進展等の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から、経年劣化評価の対象とはしない。

A.1.2 コンクリートの中性化による強度低下の評価

原子炉建屋は、定期的な点検等における外観検査において、ひび割れの進展等の異常が無いことを確認している。

まず、原子炉建屋の強度低下の劣化要因であるコンクリートの中性化深さについては、1989 年と 2019 年に実施した健全性調査において、JIS A 1152「コンクリートの中性化深さの測定方法」に準じて測定し、原子炉建屋のコンクリート及び鉄筋の健全性が確保されていることを確認している。表 A.1、図 A.1 及び図 A.2 に 1989 年の中性化深さ調査の詳細について、表 A.2、図 A.3 及び図 A.4 に 2019 年の中性化深さ調査の詳細について示す。さらに、調査結果（実測値）の結果を表 A.3 に示す。なお、建屋内外について、それぞれの環境条件は、調査場所によって大きくは変わらないことから、以降の議論において、実測値については、主に平均値を用いることとする。

表 A.1 1989 年の中性化深さ調査の詳細

階	位置	屋内・屋外	中性化深さ (mm)	備考
1F	3-4 間の壁	屋内	3	コア
	6-7 間の壁	屋内	7	コア
	10-10'間の壁	屋内	35	コア
	2 通り柱	屋外	40	はつり
	7 通り柱	屋外	37	はつり
	10'通り柱	屋外	25	はつり
炉室外壁	1-2 間の壁	屋外	48	はつり
	6-7 間の壁	屋外	71	はつり
	3-4 間の壁	屋外	20	はつり
	10-10'間の壁	屋外	20	ドリル法
1F	3-4 間の壁	屋外	25	ドリル法
	10-10'間の壁	屋外	25	ドリル法

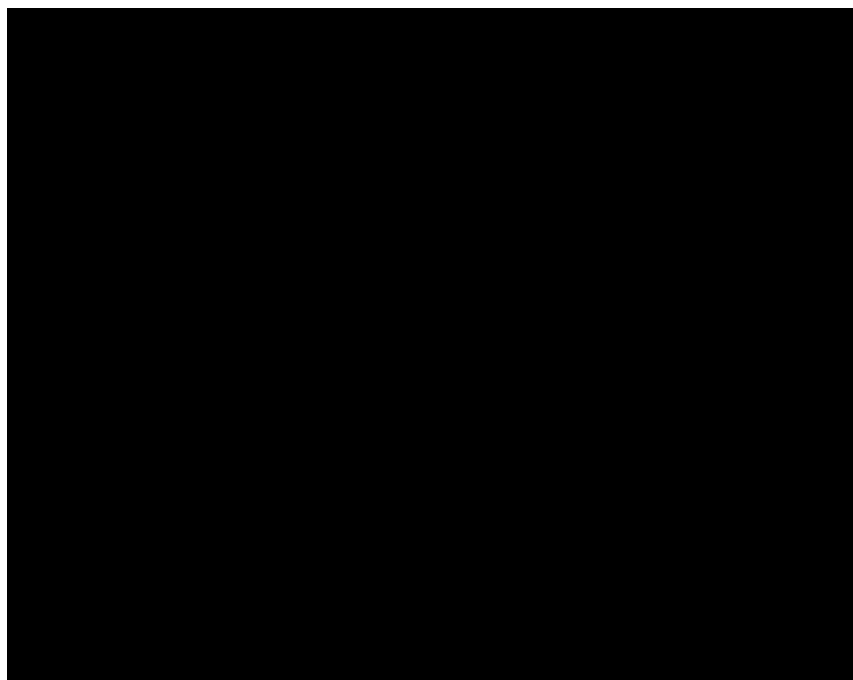


図 A.1 1989 年の中性化深さ調査位置 (青丸位置、1F)

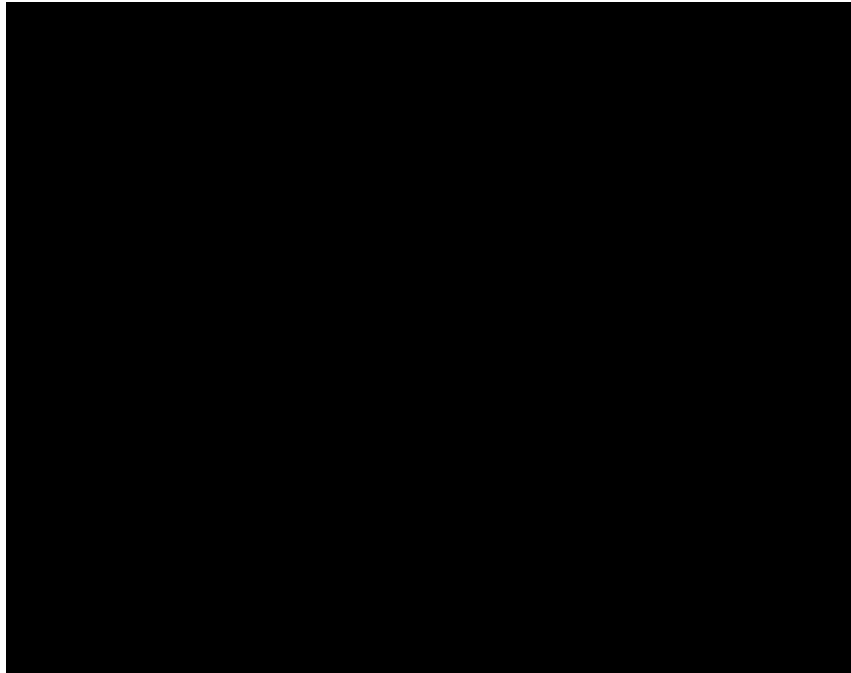


図 A.2 1989 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、炉室外壁）

表 A.2 2019 年の中性化深さ調査の詳細

階	位置	屋内・屋外	中性化深さ (mm)	備考
炉室外壁	12-1 間の壁	屋外	41.5	コア
	4-5 間の壁	屋外	36.0	コア
	8-9 間の壁	屋外	31.0	コア
	2-3 間の壁	屋外	19.5	コア
	5-6 間の壁	屋外	28.0	コア
	7-8 間の壁	屋外	32.5	コア
	2-3 間の壁	屋外	30	はつり
	5-6 間の壁	屋外	65	はつり
	7-8 間の壁	屋外	34	はつり

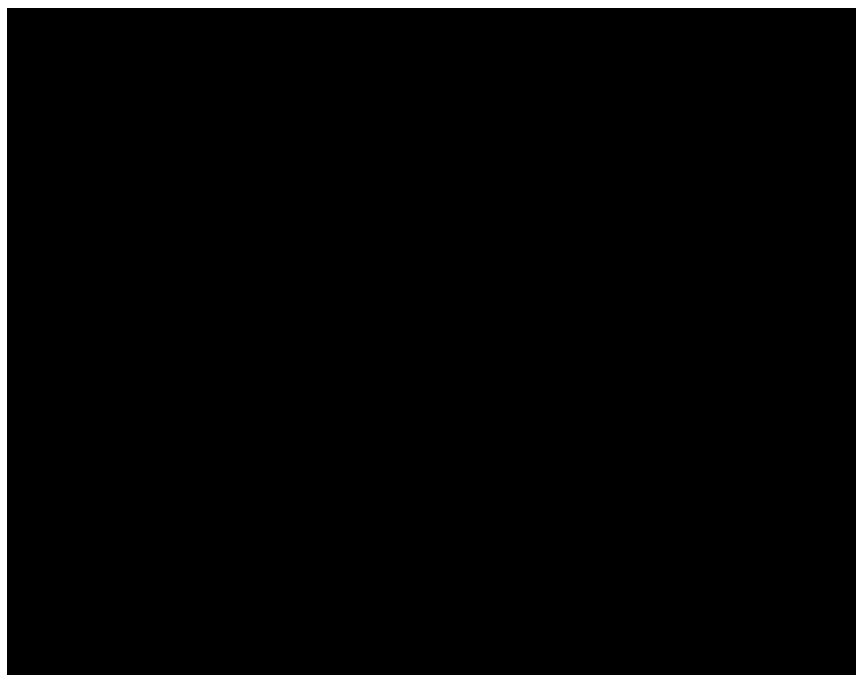


図 A.3 2019 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、炉室外壁）

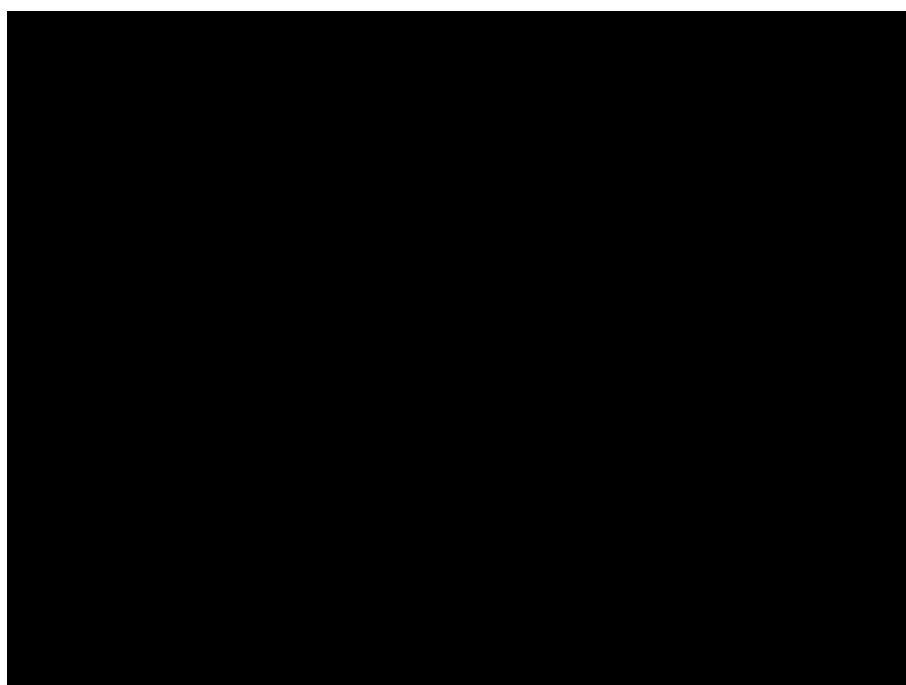


図 A.4 2019 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、外観写真）

経年劣化の評価として、中性化深さについては、以下に示す「岸谷による中性化速度式（岸谷式）」のにより、過去（1989年、2019年）及び10年後（2033年）時点の中性化深さを評価した。

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

ここで、

C：中性化深さの推定値 (cm)

α：環境条件による係数 屋内の場合は1.7、屋外の場合は1.0

β：仕上材による係数 屋外の場合は1.0（仕上材なし）、
屋内の場合は0.61（仕上材（ペイント）あり）

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)

である。

(1) 原子炉建屋外壁に対する中性化深さの評価

表 A.3 に示されるとおり、原子炉建屋の外壁について、仕上材のない時点の1989年時点（設置後約16年が経過）での岸谷式による中性化深さの推定値は14.9 mm、2019年（設置後約46年が経過）時点での中性化深さの推定値は25.3 mm となり、10年後の2033年（設置後約60年が経過）には28.9 mm の深さまで進展するおそれがあることを確認した。一方、当該箇所のかぶり厚さは126 mm であり、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。ただし、1989年の実測調査後に仕上材（吹付タイル）を施工しているが、途中から仕上材による係数 β を切り替えるような使用方法までを岸谷式が想定しているかどうかについて確証が得られなかったため、より保守的な β = 1.0（仕上材がない場合の係数）を使用した。なお、1989年及び2019年の健全性調査における中性化深さの実測値の平均値（屋外）は、それぞれ34.6 mm、35.3 mm であり、両者とも推定値を上回っている。ただし、仕上材を施工した後の2019年の結果は仕上材の効果により中性化の進展が鈍化していることが確認できる。

参考として、表 A.3 に実測値の平均値及び最大値を用いた \sqrt{t} 式^⑥による10年後の2033年における中性化深さの推定値も示す。実測値の最大値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えているものの、実測値の平均値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えることはなく、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。

(2) 原子炉建屋内壁に対する中性化深さの評価

表 A.3 に示されるとおり、1989 年には屋内に対しても中性化深さが実測されており、その値（平均値）は 15 mm であった。一方、岸谷式による推定値（中性化速度式の環境条件による係数 α 及び仕上材による係数 β は 1.7 及び 0.61 としている）は、15.5 mm となる。10 年後の 2033 年には 29.9 mm の深さまで進展するおそれがあるが、当該箇所のかぶり厚さが 49 mm であり、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、表 A.3 に実測値の平均値及び最大値を用いた \sqrt{t} 式による 10 年後の 2033 年における中性化深さの推定値も示す。実測値の最大値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えてはいるものの、実測値の平均値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えることはなく、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。なお、文献⁹⁾によれば、屋内の場合、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、鉄筋のかぶり厚さから 20 mm 奥に達したときとされることから、実測値の最大値を用いた場合の推定値についても、今後 10 年が経過しても、健全性は維持されると考えられる。

図 A.3 岸谷式及び \sqrt{t} 式による中性化深さの推定値

対象施設			1989 年	2019 年	2033 年	かぶり厚さ
原子炉建屋 (屋外)	推定値 (mm)	岸谷式 (仕上材なし)	14.9	25.3	28.9	126.0
		\sqrt{t} 式 (平均値)	—	—	67.1	
		\sqrt{t} 式 (最大値)	—	—	137.5	
	実測値 (mm) *		20~71 (34.6)	19.5~65.0 (35.3)	—	
原子炉建屋 (屋内)	推定値 (mm)	岸谷式 (仕上材あり)	15.5	26.2	29.9	49.0
		\sqrt{t} 式 (平均値)	—	—	29.1	
		\sqrt{t} 式 (最大値)	—	—	67.8	
	実測値 (mm) *		3.0~35.0 (15.0)	—	—	

* 実測値の () 内は平均値

A.1.3 コンクリートの中性子照射による強度低下の評価

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/cm²程度⁴⁾であるのに対して、KUCAのこれまでの全運転（約49年間、そのうち6年間弱は運転停止）による中性子照射量は、保守的な評価をしても 5.19×10^{13} n/cm²であるため（「中性子照射脆化」を参照）、今後10年間の同様の運転を行っても 6.40×10^{13} n/cm²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いと考えられる。

A.2 まとめ

原子炉建屋について、内壁については建設時に、外壁については1989年に仕上材を施工していること、定期的な点検等における外観検査においてひび割れの進展など異常がないこと、コンクリートの健全性調査や劣化評価の結果から現在の管理を維持することで今後10年間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。

A.3 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, and 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) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai and T. Mori, "MVP/GMVP III: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAEA-Data/Code 216-018 (2017).
- (6) 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).
- (7) 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).
- (8) 土木学会, コンクリート標準示方書 維持管理編 (2013).
- (9) 日本建築学会, 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説 (2004).

臨界実験装置（KUCA） 施設定期評価実施報告書（高経年化に関する評価） 新旧対照表

修正前	修正後	備考									
<p>臨界実験装置（KUCA） 施設定期評価実施報告書 （高経年化に関する評価）</p> <p>令和5年8月</p> <p>京都大学複合原子力科学研究所</p>	<p>臨界実験装置（KUCA） 施設定期評価実施報告書 （高経年化に関する評価）</p> <p>令和5年8月 <u>[改訂] 令和5年10月</u></p> <p>京都大学複合原子力科学研究所</p> <table border="1" data-bbox="1386 1034 1924 1329"> <thead> <tr> <th data-bbox="1391 1037 1568 1131">所長承認</th> <th data-bbox="1568 1037 1744 1131">原子炉主任技術者 承認</th> <th data-bbox="1744 1037 1919 1131">作成</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1391 1131 1568 1182">/ /</td> <td data-bbox="1568 1131 1744 1182">/ /</td> <td data-bbox="1744 1131 1919 1182">/ /</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1391 1182 1568 1326"></td> <td data-bbox="1568 1182 1744 1326"></td> <td data-bbox="1744 1182 1919 1326"></td> </tr> </tbody> </table>	所長承認	原子炉主任技術者 承認	作成	/ /	/ /	/ /				<p>・改訂時期の追記</p> <p>・署名欄の表示</p>
所長承認	原子炉主任技術者 承認	作成									
/ /	/ /	/ /									

改訂履歴

・改訂履歴の追記

<u>日付</u>	<u>説明・備考</u>
<u>2023/8/8</u>	<u>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</u>
<u>2023/10/27</u>	<u>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</u>

目次	
1. KUCA の概要	1
1.1 原子炉設置変更承認の経緯	1
1.2 KUCA の概要	2
1.3 KUCA の運転実績	8
2. 経年劣化に関する調査及び評価	10
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	12
2.2 経年劣化事象の抽出	18
3. 長期施設管理方針の策定	20
4. 高経年化評価実施体制	21
A. 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価	22
A.1 コンクリートの強度低下	25
A.2 まとめ	27
A.3 参考文献	28

目次	
1. KUCA の概要	1
1.1 原子炉設置変更承認の経緯	1
1.2 KUCA の概要	2
1.3 KUCA の運転実績	8
2. 経年劣化に関する調査及び評価	10
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	12
2.2 経年劣化事象の抽出	14
3. 長期施設管理方針の立案	15
4. 高経年化評価実施体制及び品質マネジメント体制	16
付録：	
A. 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価	17
A.1 コンクリートの強度低下	20
A.2 まとめ	27
A.3 参考文献	28

- ・ 頁番号の修正（以下、同様）
- ・ 「策定」を「立案」に変更（評価実施フロー改訂のため）
- ・ 節名の変更（本節に品質マネジメント体制に関する記載を追加したため）
- ・ 記載の適正化（A 節が付録であることの明確化）

1. KUCA の概要

1.1 原子炉設置変更承認の経緯

(省略)

1. KUCA の概要

1.1 原子炉設置変更承認の経緯

(変更なし)

1.2 KUCA の概要

1.2.1 原子炉の型式
(省略)

1.2.2 原子炉本体
(省略)

1.2.3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
(省略)

1.2.4 原子炉冷却系統施設
(省略)

1.2.5 計測制御系統施設

(1) 計装

1) 核計装の種類
(省略)

2) その他の主要な計装の種類

プロセス計測装置として、水位計、水質計及び炉心温度計（固体減速架台では炉心温度、軽水減速架台では炉心タンク水温を測定）が設けられている。他に中心架台位置指示計及び制御棒位置指示計が設けられている。

1.2 KUCA の概要

1.2.1 原子炉の型式、熱出力及び基数
(変更なし)

1.2.2 原子炉本体
(変更なし)

1.2.3 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
(変更なし)

1.2.4 原子炉冷却系統施設
(変更なし)

1.2.5 計測制御系統施設

(1) 計装

1) 核計装の種類
(変更なし)

2) その他の主要な計装の種類

プロセス計測装置として、水位計、水質計及び炉心温度計（固体減速架台では炉心温度を、軽水減速架台では炉心タンク水温を測定）が設けられている。他に中心架台位置指示計及び制御棒位置指示計が設けられている。

・記載の適正化（設置
変更承認申請書の
記載に変更）

・記載の適正化（表現
の見直し）

(2) 安全保護回路
(省略)

(3) 制御設備
(省略)

(4) 非常用制御設備

固体減速架台における中心架台

- | | | |
|----|------|--|
| 1) | 個数 | 各架台につき 1 系統 <u>(固体減速架台のみ)</u> |
| 2) | 種類 | 炉心分割 |
| 3) | 構造 | 架台支持構造第 0 段 (炉室床面) に設置された中心架台が油圧により上昇し、炉心の一部を構成する。中心架台落下時には、炉心が分割され反応度が低下する。 |
| 4) | 上昇速度 | 3.3 cm/s 以下 |

軽水減速架台におけるダンプ弁

- | | | |
|----|----|---|
| 1) | 個数 | 1 系統 <u>(軽水減速架台のみ)</u> |
| 2) | 種類 | 軽水排水 |
| 3) | 構造 | 炉心タンク及びその下部に設置されたダンプタンクを結ぶ配管に設置する。弁開放時は、重力により炉心タンク水がダンプタンクに排水され、反応度が低下する。 |

(2) 安全保護回路
(変更なし)

(3) 制御設備
(変更なし)

(4) 非常用制御設備

固体減速架台における中心架台

- | | | |
|----|------|---|
| 1) | 個数 | 各架台につき 1 系統 |
| 2) | 種類 | 炉心分割 |
| 3) | 構造 | 架台支持構造第 0 段 (炉室床面) に設置された中心架台が油圧により上昇し、炉心の一部を構成する。中心架台落下時には、炉心が分割され、反応度が低下する。 |
| 4) | 上昇速度 | 3.3 cm/s 以下 |

軽水減速架台におけるダンプ弁

- | | | |
|----|----|---|
| 1) | 個数 | 1 系統 |
| 2) | 種類 | 軽水排水 |
| 3) | 構造 | 炉心タンク及びその下部に設置されたダンプタンクを結ぶ配管に設置する。弁開放時は、重力により炉心タンク水がダンプタンクに排水され、反応度が低下する。 |

・記載の適正化 (重複する情報の削除)

・記載の適正化 (重複する情報の削除)

- (5) その他の主要な事項
(省略)

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
(省略)

- (2) 液体廃棄物の廃棄設備
(省略)

- (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て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100 m²、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300 m²である。

- 2) 廃棄物の処理能力
(省略)

- (5) その他の主要な事項
(変更なし)

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
(変更なし)

- (2) 液体廃棄物の廃棄設備
(変更なし)

- (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て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100 m²、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300 m²である。

- 2) 廃棄物の処理能力
(変更なし)

・記載の適正化(読点の追記)

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

(省略)

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

(省略)

1.2.8 原子炉格納施設

(1) 構造

(省略)

(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

(省略)

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

ハンドフットクロズモニタ及び個人管理用モニタ

分析用放射線測定装置

2) 放射線管理設備

(変更なし)

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

(変更なし)

1.2.8 原子炉格納施設

(1) 構造

(変更なし)

(2) 設計圧力及び設計温度並びに漏えい率

(変更なし)

・記載の適正化(設置
変更承認申請書の
記載に変更)

(3) その他の主要な事項

原子炉格納施設内の火災に対応するために、消火設備を備えている。また、中性子発生設備は、原子炉格納施設のバウンダリの一部を構成している。

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

(省略)

(2) 主要な実験設備の構造

(省略)

(3) その他の主要な事項

原子炉格納施設内の火災に対応するために、消火設備 (ハロン) を備えている。また、中性子発生設備は、原子炉格納施設のバウンダリの一部を構成している。

1.2.9 その他原子炉の附属施設

(1) 非常用電源設備

(変更なし)

(2) 主要な実験設備

(変更なし)

・記載の適正化(消火設備の種類を追記)

・記載の適正化(表現の見直し)

・記載の適正化(表現の見直し)

1.3 KUCAの運転実績

KUCAが初臨界となった昭和49年(1974年)から令和5年(2023年)11月までの運転実績を表2に示す。ただし、KUCAは、低濃縮化に係る作業のため、令和3年(2021年)7月30日から運転を中断しており、令和5年(2023年)11月までに再開する予定はない。従って、令和5年(2023年)11月までの運転実績は、令和3年(2021年)7月29日までのそれとなる。なお、A、B及びCの各架台の初臨界日は、昭和49年(1974年)12月3日、昭和49年(1974年)11月13日及び昭和49年(1974年)8月6日であった。

表2 運転開始から令和5年11月までの運転実績
(省略)

1.3 KUCAの運転実績

KUCAが初臨界となった昭和49年(1974年)から令和5年(2023年)11月までの運転実績を表2に示す。ただし、新規制基準への適合性に係る審査期間(平成26年度～平成28年度)及び設置変更承認申請書添付書類十における過渡解析評価の一部想定誤りの是正に要した期間(令和2年度12月以降)について、KUCAは運転を停止した。さらに、低濃縮化に係る作業のため、令和3年(2021年)7月30日から運転を中断しており、令和5年(2023年)11月までに再開する予定はない。従って、令和5年(2023年)11月までの運転実績は、約49年間(そのうち、6年間弱は運転停止)となる。なお、A、B及びCの各架台の初臨界日は、昭和49年(1974年)12月3日、昭和49年(1974年)11月13日及び昭和49年(1974年)8月6日であった。

表2 運転開始から令和5年11月までの運転実績
(変更なし)

・記載の適正化(運転停止期間に関する情報の追記)

・記載の適正化(運転期間の明確化)

2. 経年劣化に関する調査及び評価

今後の KUCA 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、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なった。

2.1 節、「保守点検の実績調査（経年劣化の状況の調査）及び評価」では、保守、点検、交換等の実績調査を行ない、現状の保全内容が適切なものであることを評価した結果を示す。

2.2 節、「経年劣化事象の抽出」では、高経年化に関する評価対象の選定を行なった結果、KUCA において高経年化に関する評価を要する設備・機器はなかったことを示す。

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なった。

2.1 節、「保守点検の実績調査（経年劣化の状況の調査）及び評価」では、保守、点検、交換等の実績調査を行ない、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 節、「経年劣化事象の抽出」では、高経年化に関する評価対象の選定を行なった結果、KUCA において高経年化に関する評価を要する設備・機器はなかったことを示す。

・試験炉ガイドに基づき、評価実施フローを定めたことを明確化

・保守点検が予防保全保全の考えに基づいていることを明確化

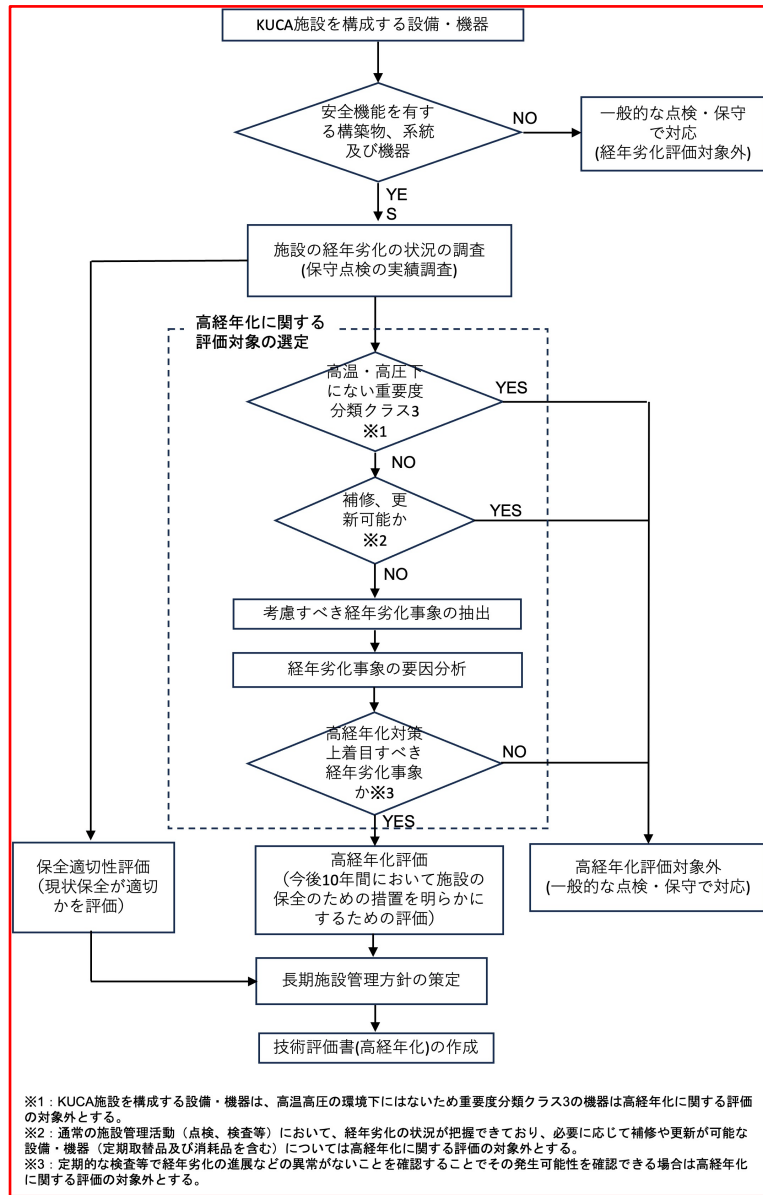


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

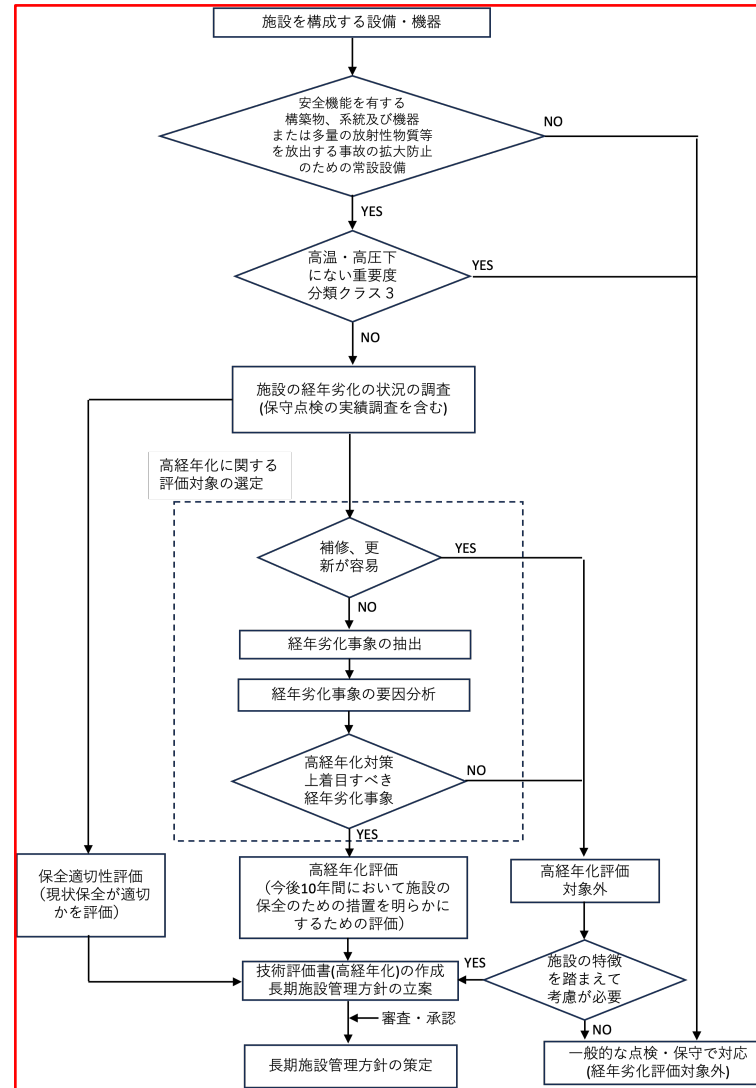


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

- ・BDDBA 設備を評価の対象に含めることを追加
- ・クラス3 機器を評価対象から除外することを追加
- ・必要に応じて、長期施設管理方針の立案に高経年化評価対象外となった機器が反映される場合があることを追記
- ・立案された長期施設管理方針が学内の審査・承認をもって策定されることを追記

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、系統及び機器について、通常の施設管理活動として行なわれてきた保守、点検、交換等の実績調査を行ない、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

KUCA 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。

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予定の点検等の実績を調査し、保全内容が適切なものであるか評価する。なお、次節において、機器等の名称の頭に(A)、(B)、(C)とあるのはそれぞれの架台に特有の機器等であることを示している。

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）について、通常の施設管理活動として行なわれてきた保守、点検、交換等の実績調査を行ない、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

KUCA 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 日まで）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。なお、次節以降において、機器等の名称の頭に(A)、(B)、(C)とあるのはそれぞれの架台に特有の機器等であることを示している。

・クラス 3 機器を評価対象から除外することを追記
・記載に適正化（読点の追記）

・点検等の実施項目、頻度の策定方法について追記
・検査の方法の定め方について追記

・記載の適正化
・保守点検が予防保全保全の考え方に基づいていることを明確化

2.1.2 調査結果

(1) 原子炉本体

1) 架台支持構造：PS-3

年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを外観検査により確認している。架台支持構造の鋼材の外観及びアンカーボルト等の取付状態を目視が可能な範囲で確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。

2) 炉心格子板：PS-3

年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを外観検査により確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年(2021年)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

3) (C)炉心タンク、(C)重水タンク：PS-3

年ごとの点検等で、機能上有害な損傷、腐食、変形がないことを外観検査及び漏えい検査により確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年(2021年)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、炉心タンクの漏えい検査の点検等の実施を省略している。

4) 制御棒案内管：MS-2

年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを外観検査により確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年(2021年)に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

5) 燃料要素：PS-3、MS-3

使用の都度、点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを確認している。さらに年ごとの点検等で、当該年度中に使用しなかった燃料要素も含めて健全性を確認している。なお、高濃縮ウランの燃料要素の撤去が完了して以降は、トリウム燃料要素に対してのみ、上記の点検等を実施している。

6) (A)(B)さや管、(C)標準型燃料板支持フレーム：PS-3

使用の都度及び年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないこ

2.1.2 調査結果

・クラス3機器に関する記載を削除
((評価実施フロー改訂のため)、以下、同様)

・第2.2節の並びに揃えるため、3つ目の項目に移動(記載内容は変更なし)

とを外観検査により確認している。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

平成29年（2017年）、架台移動作業の際に制御棒駆動装置固定板との接触によりさや管が変形したが、固定板固定治具を外し忘れた人為ミスが原因であり、これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、変形したさや管については使用禁止とし、正常なさや管に交換して使用している。

(2) 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設

1) 燃料貯蔵棚、バードケージ：PS-3

年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを外観検査により確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。現在は低濃縮化に伴う作業のため、令和3年（2021年）の高濃縮燃料返送完了以降、ウランの燃料要素は貯蔵していない。また、燃料貯蔵棚については、低濃縮燃料が納入されるまでに更新することを計画している。

(3) 原子炉冷却系統施設

該当設備はない。

(4) 計測制御系統施設

1) (A)(B)中心架台駆動装置：MS-2、PS-3

年ごとの点検等で、外観検査、作動検査及び機能検査を実施している。外観検査については、分解を伴わずに確認できる範囲で機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がなく、アンカーボルト等の取付状態に異常のないことを確認している。作動検査については、操作時の作動状況（異音や異常な振動、著しい油漏れがないこと）、中心架台の上昇時間及び落下時間をストップウォッチで計測して確認している。機能検査については、反応度抑制効果を測定し、基準値を満足していることを確認している。運転時には起動前点検により、油漏れがないことを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入

1) (A)(B)中心架台駆動装置：MS-2

年ごとの点検等で、外観検査、作動検査及び機能検査を実施している。外観検査については、分解を伴わずに確認できる範囲で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がなく、アンカーボルト等の取付状態に異常のないことを確認している。作動検査については、操作時の作動状況（異音や異常な振動、著しい油漏れがないこと）、中心架台の上昇時間及び落下時間を精度が確認されたストップウォッチで計測して確認している。機能検査については、反応度抑制効果を測定し、基準値を満足していることを確認している。運転時には起動前点検により、油漏れがないことを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入って以

・記載の適正化（使用するストップウォッチに関する記載の追加）

って以降は、上記の点検等を省略している。

また、5年ごとに分解点検を行っており、今回は令和5年（2023年）秋に予定している。令和3年（2021年）以降作動させていないため、令和5年（2023年）4月25日に分解点検前の作動テストを実施し、問題ないことを確認した。

2) (C)ダンプ弁：MS-2

年ごとの点検等で、外観検査、作動検査及び機能検査を実施している。外観検査については、目視可能な範囲で機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がなく、アンカーボルト等の取付状態に異常のないことを確認している。作動検査については、操作時に異音や異常な振動がないこと、ダンプ弁開放時の排水時間をストップウォッチで計測し確認している。機能検査については、反応度抑制効果を測定し、基準値を満足していることを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は上記の点検等を省略している。

3) 炉心温度計：MS-3

炉心温度計は、年ごとの点検等で、点検校正検査及び作動検査を行っている。温度記録計の業者点検と熱電対と併せてのループ点検の結果を保守報告書に記録し、定期事業者検査で確認している。

温度記録計については、表示劣化のため、設工認申請を経て平成29年（2017年）に更新した。平成30年（2018年）には動作確認不足のための記録漏れを受けて、プレーバック機能を追加した。熱電対については、補償導線との接続不良や熱電対の破損が生じているものの、部品交換及び補修作業、配線取り回しの見直し等で対応できている。

4) 原子炉停止回路：MS-2

対数計数率炉周期計：PS-3

線型出力計、安全出力計、対数出力炉周期計：PS-3、MS-3

制御棒電磁石電源、：MS-3

原子炉停止回路等は、年ごとの点検等で作動検査を実施している。このうち、スクラム回路については、月ごとの点検においても動作を確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年度（2021年度）より低濃縮化のための

降は、上記の点検等を省略している。また、5年ごとに分解点検を行っており、今回は令和5年（2023年）秋に予定している。令和3年（2021年）以降作動させていないため、令和5年（2023年）4月25日に分解点検前の作動テストを実施し、問題ないことを確認した。

2) (C)ダンプ弁：MS-2

年ごとの点検等で、外観検査、作動検査及び機能検査を実施している。外観検査については、目視可能な範囲で機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がなく、アンカーボルト等の取付状態に異常のないことを確認している。作動検査については、操作時に異音や異常な振動がないこと、ダンプ弁開放時の排水時間を精度が確認されたストップウォッチで計測して確認している。機能検査については、反応度抑制効果を測定し、基準値を満足していることを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等を省略している。

3) 制御棒案内管：MS-2

年ごとの点検等で、機能上有害な亀裂等の損傷、腐食、変形がないことを外観検査により確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

4) 原子炉停止回路：MS-2

年ごとの点検等で作動検査を実施している。このうち、スクラム回路については、月ごとの点検においても作動を確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年度（2021年度）に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、年

・記載の適正化（使用するストップウォッチに関する記載の追加）

・第2.2節の並びに揃えるため、3つ目の項目に移動（記載内容は変更なし）

・記載の適正化（表現の見直し）

長期停止期間に入って以降、年ごとの定期事業者検査についてはスクラム回路の一部（中央管理室に係る警報）のみを対象として実施し、月ごとの点検は通常どおり実施している。

5) 制御卓：MS-3

年ごとの点検等で、外観検査を実施し、機能上有害な損傷、腐食、変形がないことを確認している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。

6) 制御棒駆動装置：PS-3、MS-3

年ごとの点検等で、外観検査及び作動検査を実施している。外観検査では、機能上有害な損傷、腐食、変形がないことを確認している。作動検査では、装置の作動状況が円滑であること（異音、異常な振動等がないこと）、スクラム信号発生から制御棒落下までの時間が基準を満たすこと、制御棒の上昇及び下降の駆動速度が基準を満たすことを確認している。これまで経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年度（2021年度）より低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

また、5年ごとに分解点検を実施している。エンコーダ及びポテンシオメータの軸部の動きが固いもの、交換履歴がないベアリングについては、次回の分解点検時の交換を検討している。

7) 制御棒：MS-3

年ごとの点検等で、作動検査及び機能検査を実施している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和3年度（2021年度）より低濃縮化のための長期停止期間に入って以降は、上記の点検等の実施を省略している。

8) 非常警報釦（中央管理室）：MS-3

中央管理室に設置されている非常警報釦は、月ごとの点検等で作動検査を実施している。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。なお、令和5年（2023年）度には、非常警報釦（中央管理室）を含む中央管理室の機能は、第2研究棟に移設されている。

8) 通信連絡設備：MS-3

年ごとの点検等により作動試験を行なっている。中央管理室の移転及びライフライ

ごとの定期事業者検査については、スクラム回路の一部（中央管理室に係る警報）のみを対象として実施し、月ごとの点検については、通常どおり実施している。

・記載の適正化（表現の見直し）

ン再生に伴い、令和5年（2023年）に放送設備の一部を更新した。

(5) 放射性廃棄物の廃棄施設

1) 廃液タンク：PS-3

年ごとの点検等で、外観検査、漏えい検査、開放検査を行なっている。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。

2) 第1固形廃棄物倉庫、第2固形廃棄物倉庫：PS-3

第1固形廃棄物倉庫は、年ごとの点検等により外観検査を行なっている。平成29年（2017年）に耐震壁の追加と竜巻対策として固縛装置を設置してからは、年ごとの点検等に加え、月に1度の巡視点検を実施している。平成30年（2018年）に第2固形廃棄物倉庫が完成した。第2固形廃棄物倉庫は月ごとの巡視点検と年ごとの点検等（外観検査・性能検査）を実施している。第2固形廃棄物倉庫については、令和元年（2019年）に外壁の補修工事を行なっている。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。

(6) 放射線管理施設

1) 炉室ガンマ線エリアモニタ：PS-3

ガスモニタ、ダストモニタ、炉室ガンマ線モニタ、

燃料室ガンマ線モニタ：MS-3

上記のモニタに関しては、事故時のプラント状態の把握、緊急時対策上重要な機器であり、平日毎日巡視を行なうとともに、年ごとの点検等で、性能検査を行なっている。定期的な点検を行なうなかで、スタックガスモニタの分解能が徐々に劣化してきており、予防保全としての更新を検討しているが、それ以外のモニタについては特に問題なく健全であると考えており、部品交換及び補修作業、配線取り回しの見直し等で対応できている。

また、平成27年度（2015年度）にダストモニタ No.2 のポンプ故障があったが毎年度ポンプをオーバーホールするとともに、予備機も保持している。

(7) 原子炉格納施設

1) 原子炉建屋：MS-3

年ごとの点検等で外観検査及び機能検査を行なっている。外観検査では、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。機能検査では、高出力運転時の線量当量率を測定し、原子炉室外の線量当量率が核原料物質又は核燃料物質の製錬の事業に関する規則等の規定に基づく線量限度等を定める告示に規定する基準値以下であることを確認している。なお、令和3年（2021年）に低濃縮化のための長期停止期間に入ってから以降は、点検等の実施を省略している。

KUCAに係る施設に設置された自動火災報知設備、消火器、屋内消火栓設備、屋外消火栓設備であり、6箇月に1度の頻度で点検を行なっている。点検後や普段の状態により、必要に応じて随時部品交換等をしている。

(8) その他原子炉の附属施設

1) 非常用電源設備：MS-3

新規制基準への対応のため、平成28年（2016年）に制御室に設置された。以降、年ごとの点検等で外観検査、性能検査を行なっている。また月ごとの点検、年ごとの業者点検及び5年ごとのバッテリー交換を行なっている。これまで経年劣化に伴う異常は発生していない。

2) 消火設備（ハロン）：MS-3

新規制基準対応のため、平成26年（2014年）にA及びB架台室に、平成28年（2016年）に加速器室に設置された。以降、年ごとの点検等で、外観検査、性能検査を行なっている。これまで、経年劣化に伴う異常は発生していない。

2.1.3 評価

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。よって、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。

2.1.3 評価

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。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。

・保守点検が予防保全保全の考え方に基づいていることを明確化

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、安全上の機能別重要度分類（以下、「重要度分類」という。）のクラス3以上の設備・機器のうち、KUCAの特性として、以下の点を考慮して対象となる設備・機器を選定した。

① KUCAの設備・機器は、高温高圧の環境下にはないため、重要度分類クラス3の機器は高経年化に関する評価の対象外とする。

② 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可能な設備・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。

KUCA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の抽出結果を表3に示す。同表に示されるとおり、KUCAにおいて高経年化に関する評価を要する設備・機器はなかった。

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）のうち、KUCA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可能な設備・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。

KUCA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の抽出結果を表3に示す。同表に示されるとおり、KUCAにおいて高経年化に関する評価を要する設備・機器はなかった。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。

・クラス3機器を評価対象から除外することを追加

・クラス3機器を除外する理由に関する記載を削除

・高経年化評価の対象とならなかった機器について、予防保全で対応することを明確化

表3 KUCA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	構築物、系統及び機器 ^a	高経年化 評価対象 ^b	考慮すべき 経年劣化事象
PS-2	該当なし		
MS-2	(A)(B)中心架台駆動装置	対象外 ②	
	(C)ダンプ弁	対象外 ②	
	制御棒案内管	対象外 ②	
	原子炉停止回路	対象外 ②	
PS-3	<u>制御棒駆動装置</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>(A)(B)中心架台駆動装置</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>架台支持構造</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>炉心格子板</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>(C)炉心タンク</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>燃料要素</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>(A)(B)さや管</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>(C)標準型燃料板支持フレーム</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>バードケージ</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>燃料貯蔵棚</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>トリウム貯蔵庫 (未設置)</u>		
	<u>廃液タンク</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>第1固形廃棄物倉庫</u>	<u>対象外 ①</u>	
	<u>第2固形廃棄物倉庫</u>	<u>対象外 ①</u>	
	<u>線型出力計</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>安全出力計</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>対数出力炉周期計</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>対数計数率炉周期計</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>炉室ガンマ線エリアモニタ</u>	<u>対象外 ①②</u>	
	<u>パイルオシレータ (未設置)</u>		
<u>(C)重水タンク</u>	<u>対象外 ①②</u>		

表3 KUCA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	構築物、系統及び機器 ^a	高経年化 評価対象 ^b	考慮すべき 経年劣化事象
PS-2	該当なし		
MS-2	(A)(B)中心架台駆動装置	対象外	
	(C)ダンプ弁	対象外	
	制御棒案内管	対象外	
	原子炉停止回路	対象外	

a 機器等の名称の頭に(A)、(B)、(C)とあるのはそれぞれの架台に特有の機器等であることを示している。

b 高経年化評価対象外となる理由は、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可能な設備・機器(定期取替品及び消耗品を含む)であることである。

・クラス3 機器に関する記載を削除(以下、同様)

・機器選定の対象外となる理由として、クラス3 機器であることを除外する記載を削除(評価実施フロー改訂のため)

MS-3	制御棒	対象外 ①②	
	制御棒駆動装置	対象外 ①②	
	原子炉建屋	対象外 ①	
	燃料要素	対象外 ①②	
	制御棒電磁石電源	対象外 ①②	
	線型出力計	対象外 ①②	
	安全出力計	対象外 ①②	
	対数出力炉周期計	対象外 ①②	
	制御卓	対象外 ①②	
	非常用電源設備	対象外 ①②	
	炉心温度計	対象外 ①②	
	消火設備 (ハロン)	対象外 ①②	
	ガスモニタ	対象外 ①②	
	ダストモニタ	対象外 ①②	
	炉室ガンマ線モニタ	対象外 ①②	
	燃料室ガンマ線モニタ	対象外 ①②	
通信連絡設備	対象外 ①②		
非常警報鈕 (中央管理室)	対象外 ①②		

a 機器等の名称の頭に(A)、(B)、(C)とあるのはそれぞれの架台に特有の機器等であることを示している。

b 高経年化評価対象外となる理由として①及び②を付す。なお、①及び②の内容については、本文中を参照のこと。

3. 長期施設管理方針の策定

以上の評価に基づき、KUCA の長期施設管理方針及びその始期並びに適用期間を以下に策定する。

長期施設管理方針（始期：2023年12月1日，適用期間：10年間）

（省略）

3. 長期施設管理方針の立案

以上の評価に基づき、KUCA の長期施設管理方針及びその始期並びに適用期間を以下に立案する。

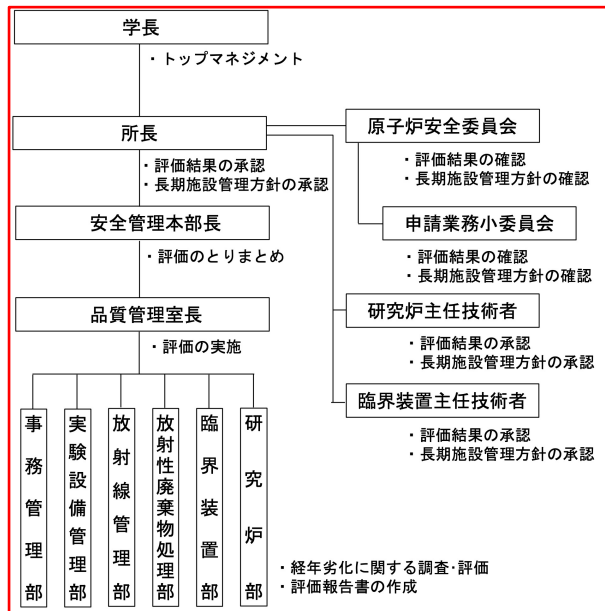
長期施設管理方針（始期：2023年12月1日，適用期間：10年間）

（変更なし）

・「策定」を「立案」に変更（評価実施プロセス改訂のため）

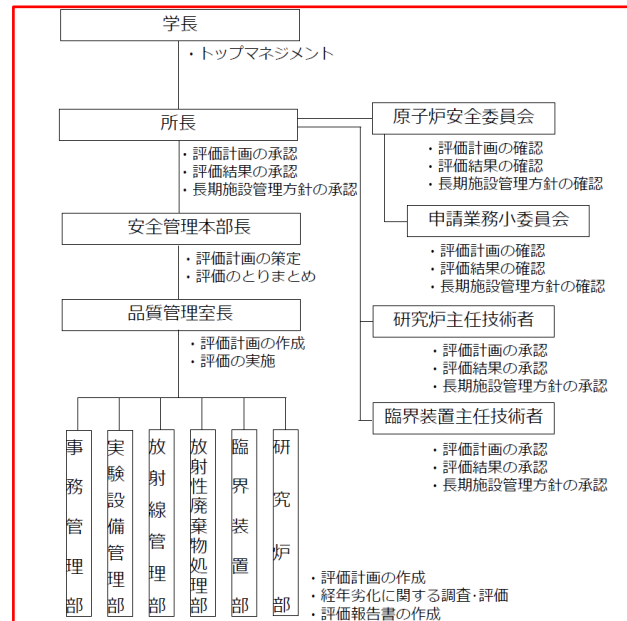
4. 高経年化評価実施体制

高経年化評価の実施体制（KURを含む）は、以下のとおりである。



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。

高経年化評価に関する品質マネジメント体制等に関する記載の追記

A. 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価

(省略)

(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。KUCA は、最大出力 100 W の低出力炉であり、通常の運転は常温、常圧で行なっているため、温度、圧力の変化はほとんど生じない。温度変化が生じる可能性がある事象としては、軽水減速炉心において、軽水を電気ヒーターで最大 80 °C まで 温度上昇させて実験を行なうことがあるため、燃料要素、炉心タンク、制御棒の温度が上昇する可能性があるが、温度上昇量は大きくなく、また、繰り返し温度変化を与えるという 実験 ではないため、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) 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。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/cm² 程度⁽¹⁾ であるのに対して、KUCA のこれまでの全運転（49 年間）による中性子照射量は、保守的な評価をしても 5.19×10^{13} n/cm² で、今後 10 年間の 同様の運転を行なっても、この約 1.2 倍（59 年間／49 年間）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はないと考えられる。

付録：A. 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価

(変更なし)

(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。KUCA は、最大出力 100 W の低出力炉であり、通常の運転は常温、常圧で行なっているため、温度、圧力の変化はほとんど生じない。温度変化が生じる可能性がある事象としては、軽水減速炉心において、軽水を電気ヒーターで最大 80 °C まで 加熱して実験を行なう際に、燃料要素、炉心タンク、制御棒の温度が上昇する可能性があるが、温度上昇量は大きくなく、また、繰り返し温度変化を与える 運転 ではないため、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) 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。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/cm² 程度⁽¹⁾ である。一方、KUCA のこれまでの全運転（約 49 年間、そのうち 6 年間弱は運転停止）による中性子照射量は、保守的な評価をしても 5.19×10^{13} n/cm² であるため、今後 10 年間の 中性子照射量は、 1.21×10^{13} n/cm²（ $= 5.19 \times 10^{13} \times 10 \text{ 年間} \div 43 \text{ 年間}$ ）と見積もられ、10 年後の積算値は、 6.40×10^{13} n/cm² となる。従って、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はないと考えられる。

・記載の適正化（A 節が付録であることの明確化）

・記載の適正化（表現の見直し）

・記載の適正化（表現の見直し）

・記載の適正化（運転期間の明確化）

・停止期間を考慮した 10 年後の積算値の計算結果に修正

(3) 照射誘起型応力腐食割れ

「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/cm² 程度⁽²⁾⁽³⁾を超え、環境因子としての高温高圧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。ただし、KUCA は、高温高圧下で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と考えられる。なお、KUCA 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 8.66×10^{13} n/cm² 程度であり、今後 10 年間の同様の運転を行なっても、この約 1.2 倍 (59 年間/49 年間) であり、しきい照射量と比して十分小さいことから、上記のしきい照射量と比して十分小さい。

(4) 2 相ステンレス鋼の熱時効

(省略)

(5) 電気・計装品の絶縁低下

(省略)

(6) コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

(省略)

(3) 照射誘起型応力腐食割れ

「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/cm² 程度⁽²⁾⁽³⁾を超え、環境因子としての高温高圧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。ただし、KUCA は、高温高圧下で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と考えられる。なお、KUCA のこれまでの全運転 (約 49 年間、そのうち 6 年間弱は運転停止) による中性子照射量の積算値は、炉心内であっても 8.66×10^{13} n/cm² 程度であるため、今後 10 年間の中性子照射量は、 2.01×10^{13} n/cm² (= $8.66 \times 10^{13} \times 10 \text{ 年間} \div 43 \text{ 年間}$) と見積もられ、10 年後の積算値は、 1.07×10^{14} n/cm² となる。従って、しきい照射量と比して十分小さいことから、上記のしきい照射量と比して十分小さい。

(4) 2 相ステンレス鋼の熱時効

(変更なし)

(5) 電気・計装品の絶縁低下

(変更なし)

(6) コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

(変更なし)

・記載の適正化 (表現の見直し)

・記載の適正化 (運転期間の明確化)

・停止期間を考慮した 10 年後の積算値の計算結果に修正

A.1 コンクリートの強度低下

A.1.1 使用状況等と主な経年劣化事象

原子炉建屋（燃料室、スタックを含む）は鉄筋コンクリート構造で、設置から約 50 年が経過している。原子炉建屋の外壁は、建設時には仕上材が施工されない打ち放しであったが、1989 年に外壁に仕上材（吹付タイル）を施工した。

原子炉建屋に対しては、1989 年の外壁仕上材の施工時と其後の 2019 年に健全性調査を行っている。健全性調査では、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、鉄筋の腐食等を調べた。

原子炉建屋で考慮すべき経年劣化は、コンクリート及び鉄筋である。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。

原子炉建屋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、アルカリ骨材反応及び中性子照射が想定されるが、使用条件を踏まえると、コンクリートの中性化、アルカリ骨材反応及び中性子照射による強度低下が想定される。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から、経年劣化評価の対象とはしない。

A.1 コンクリートの強度低下

A.1.1 使用状況等と主な経年劣化事象

原子炉建屋（燃料室、スタックを含む）は鉄筋コンクリート構造で、設置から約 50 年が経過している。原子炉建屋の内壁は、建設時に仕上材（ペイント）が施工されている。一方、原子炉建屋の外壁は、建設時には仕上材が施工されない打ち放しであったが、1989 年に外壁に仕上材（吹付タイル）が施工されている。

原子炉建屋に対しては、1989 年の外壁仕上材の施工時と其後の 2019 年に健全性調査を行っている。健全性調査では、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、鉄筋の腐食等を調べた。

原子炉建屋で考慮すべき経年劣化は、コンクリート及び鉄筋である。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。

原子炉建屋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、アルカリ骨材反応及び中性子照射が想定されるが、KUCA の環境条件を踏まえると、コンクリートの中性化、アルカリ骨材反応及び中性子照射による強度低下が想定される。なお、コンクリートのアルカリ骨材反応については、定期的な点検等でひび割れの進展等の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から、経年劣化評価の対象とはしない。

・外壁及び内壁のそれぞれについて、仕上材施工の時期に関する情報を追記
・記載の適正化（表現の見直し）

・記載の適正化（表現の見直し）

A.1.2 コンクリートの中性化による強度低下の評価

原子炉建屋は、定期的な点検等における外観検査において、ひび割れの進展など異常が無いことを確認している。

まず、原子炉建屋の強度低下の劣化要因であるコンクリートの中性化深さについては、1989年と2019年に実施した健全性調査において、JIS A 1152「コンクリートの中性化深さの測定方法」に準じて測定し、原子炉建屋のコンクリート及び鉄筋の健全性が確保されていることを確認している。

A.1.2 コンクリートの中性化による強度低下の評価

原子炉建屋は、定期的な点検等における外観検査において、ひび割れの進展等の異常が無いことを確認している。

まず、原子炉建屋の強度低下の劣化要因であるコンクリートの中性化深さについては、1989年と2019年に実施した健全性調査において、JIS A 1152「コンクリートの中性化深さの測定方法」に準じて測定し、原子炉建屋のコンクリート及び鉄筋の健全性が確保されていることを確認している。表 A.1、図 A.1 及び図 A.2 に 1989 年の中性化深さ調査の詳細について、表 A.2、図 A.3 及び図 A.4 に 2019 年の中性化深さ調査の詳細について示す。さらに、調査結果（実測値）の結果を表 A.3 に示す。なお、建屋内外について、それぞれの環境条件は、調査場所によって大きくは変わらないことから、以降の議論において、実測値については、主に平均値を用いることとする。

・中性化深さ測定に関する情報の追加
 ・建屋内外における環境条件の均一性に関する記載の追記

表 A.1 1989 年の中性化深さ調査の詳細

階	位置	屋内・屋外	中性化深さ (mm)	備考
1F	3-4 間の壁	屋内	3	コア
	6-7 間の壁	屋内	7	コア
	10-10'間の壁	屋内	35	コア
	2 通り柱	屋外	40	はつり
	7 通り柱	屋外	37	はつり
	10'通り柱	屋外	25	はつり
炉室外壁	1-2 間の壁	屋外	48	はつり
	6-7 間の壁	屋外	71	はつり
	3-4 間の壁	屋外	20	はつり
	10-10'間の壁	屋外	20	ドリル法
1F	3-4 間の壁	屋外	25	ドリル法
	10-10'間の壁	屋外	25	ドリル法

・中性化深さ測定に関する情報の追加



図 A.1 1989 年の中性化深さ調査位置 (青丸位置、1F)

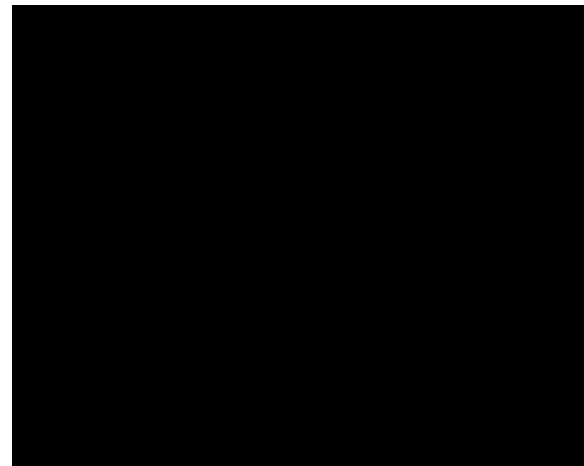


図 A.2 1989 年の中性化深さ調査位置 (青丸位置、炉室外壁)

・中性化深さ測定に
関する情報の追加

・中性化深さ測定に
関する情報の追加

表 A.2 2019 年の中性化深さ調査の詳細

階	位置	屋内・屋外	中性化深さ (mm)	備考
炉室外壁	12-1 間の壁	屋外	41.5	コア
	4-5 間の壁	屋外	36.0	コア
	8-9 間の壁	屋外	31.0	コア
	2-3 間の壁	屋外	19.5	コア
	5-6 間の壁	屋外	28.0	コア
	7-8 間の壁	屋外	32.5	コア
	2-3 間の壁	屋外	30	はつり
	5-6 間の壁	屋外	65	はつり
	7-8 間の壁	屋外	34	はつり

・中性化深さ測定に関する情報の追加

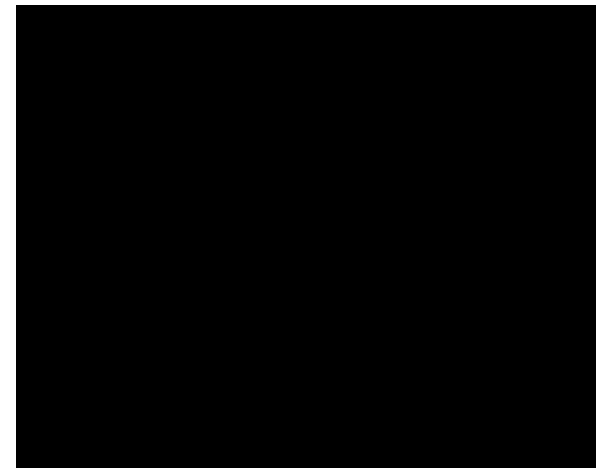


図 A.3 2019 年の中性化深さ調査位置 (青丸位置、炉室外壁)

・中性化深さ測定に関する情報の追加

また、経年劣化の評価として、中性化深さについては以下に示す「岸谷による中性化速度式（岸谷式）」により、過去（1989年、2019年）及び10年後（2033年）時点の中性化深さを評価した。

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

ここで、

C : 中性化深さの推定値 (cm)

α : 環境条件による係数 屋内の場合は1.7、屋外の場合は1.0

β : 仕上げ材による係数 1.0 (仕上げ材なし)

x : 水セメント比率 0.6

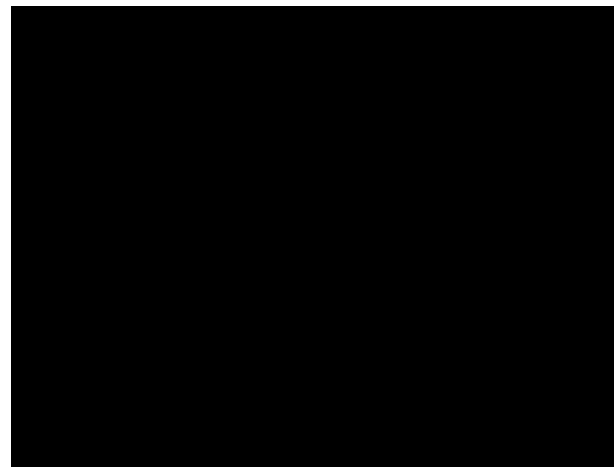


図 A.4 2019 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、外観写真）

経年劣化の評価として、中性化深さについては、以下に示す「岸谷による中性化速度式（岸谷式）」により、過去（1989年、2019年）及び10年後（2033年）時点の中性化深さを評価した。

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

ここで、

C : 中性化深さの推定値 (cm)

α : 環境条件による係数 屋内の場合は1.7、屋外の場合は1.0

β : 仕上げ材による係数 屋外の場合は1.0 (仕上げ材なし)、

屋内の場合は0.61 (仕上げ材（ペイント）あり)

x : 水セメント比率 0.6

・中性化深さ測定に関する情報の追加

・記載の適正化（表現の見直し）
・新規文献の引用

・仕上材の違いを考慮する場合の係数 β の値について追記

R : 中性化比率 1.0

y : 設置からの経過年数 (年)

である。

まず、原子炉建屋本体壁の屋外に対し、仕上材のない時点の 1989 年時点（設置後約 16 年が経過）での中性化深さの推定値は 14.9 mm、2019 年（設置後約 46 年が経過）時点での中性化深さの推定値は 25.2 mm となり、10 年後の 2033 年（設置後約 60 年が経過）には 28.8 mm の深さまで進展するおそれがあることを確認した。一方、当該箇所のかぶり厚さは 126 mm であり、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。

なお、1989 年及び 2019 年の健全性調査における中性化深さの実測値（屋外）は、それぞれ 34.6 mm、35.3 mm であり、両者とも推定値を上回っている。ただし、仕上材を施工した後の 2019 年の結果は仕上材の効果により中性化の進展が鈍化していることが確認できる。

なお、1989 年には屋内に対しても中性化深さが実測されており、その値は 15 mm であり、一方、推定値（中性化速度式の環境条件による係数を 1.7）は 25.3 mm となる。10 年後の 2033 年には 49.0 mm の深さまで進展するおそれがあるが、当該箇所のかぶり厚さが 49 mm で、屋内の場合、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは鉄筋のかぶり厚さから 20 mm 奥に達した

R : 中性化比率 1.0

y : 設置からの経過年数 (年)

である。

(1) 原子炉建屋外壁に対する中性化深さの評価

表 A.3 に示されるとおり、原子炉建屋の外壁について、仕上材のない時点の 1989 年時点（設置後約 16 年が経過）での岸谷式による中性化深さの推定値は 14.9 mm、2019 年（設置後約 46 年が経過）時点での中性化深さの推定値は 25.3 mm となり、10 年後の 2033 年（設置後約 60 年が経過）には 28.9 mm の深さまで進展するおそれがあることを確認した。一方、当該箇所のかぶり厚さは 126 mm であり、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。ただし、1989 年の実測調査後に仕上材（吹付タイル）を施工しているが、途中から仕上材による係数 β を切り替えるような使用方法までを岸谷式が想定しているかどうかについて確証が得られなかったため、より保守的な $\beta = 1.0$ （仕上材がない場合の係数）を使用した。なお、1989 年及び 2019 年の健全性調査における中性化深さの実測値の平均値（屋外）は、それぞれ 34.6 mm、35.3 mm であり、両者とも推定値を上回っている。ただし、仕上材を施工した後の 2019 年の結果は仕上材の効果により中性化の進展が鈍化していることが確認できる。

参考として、表 A.3 に実測値の平均値及び最大値を用いた \sqrt{t} 式による 10 年後の 2033 年における中性化深さの推定値も示す。実測値の最大値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えているものの、実測値の平均値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えることはなく、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。

(2) 原子炉建屋内壁に対する中性化深さの評価

表 A.3 に示されるとおり、1989 年には屋内に対しても中性化深さが実測されており、その値（平均値）は 15 mm であった。一方、岸谷式による推定値（中性化速度式の環境条件による係数 α 及び仕上材による係数 β は 1.7 及び 0.61 としている）は、15.5 mm となる。10 年後の 2033 年には 29.9 mm の深さまで進展するおそれがあるが、当該箇所のかぶり厚さが 49

・記載の適正化（外壁と内壁について、項目建て）

・記載の適正化（表現の見直し）

・記載の適正化（四捨五入から切上げへの変更）

・仕上材がない場合の係数 β を使用する理由の追記

・記載の適正化（表現の見直し）

・ \sqrt{t} 式による推定に関する記載の追記

・記載の適正化（表現の見直し）

・仕上材を考慮することの追記及び再

時とする文献^⑨や推定値が保守的な評価となっていることから、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。

mmであり、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、表A.3に実測値の平均値及び最大値を用いた \sqrt{t} 式による10年後の2033年における中性化深さの推定値も示す。実測値の最大値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えてはいるものの、実測値の平均値を用いた場合の推定値は、かぶり厚さを超えることはなく、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。なお、文献^⑨によれば、屋内の場合、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、鉄筋のかぶり厚さから20mm奥に達したときとされることから、実測値の最大値を用いた場合の推定値についても、今後10年が経過しても、健全性は維持されと考えられる。

評価の結果への変更

・ \sqrt{t} 式による推定に関する記載の追記

・中性化深さに推定値に関する表の追加

図A.3 岸谷式及び \sqrt{t} 式による中性化深さの推定値

対象施設			1989年	2019年	2033年	かぶり厚さ
原子炉建屋 (屋外)	推定値 (mm)	岸谷式 (仕上材なし)	14.9	25.3	28.9	126.0
		\sqrt{t} 式(平均値)	二	二	67.1	
		\sqrt{t} 式(最大値)	二	二	137.5	
	実測値(mm)*	20~71 (34.6)	19.5~65.0 (35.3)	二		
原子炉建屋 (屋内)	推定値 (mm)	岸谷式 (仕上材あり)	15.5	26.2	29.9	49.0
		\sqrt{t} 式(平均値)	二	二	29.1	
		\sqrt{t} 式(最大値)	二	二	67.8	
	実測値(mm)*	3.0~35.0 (15.0)	二	二		

* 実測値の()内は平均値

A.1.3 コンクリートの中性子照射による強度低下の評価

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/cm² 程度⁽⁴⁾であるのに対して、KUCA のこれまでの全運転による中性子照射量は保守的な評価をしても 5.19×10^{13} n/cm² で（「中性子照射脆化」を参照）、今後 10 年間の同様の運転を行っても この約 1.2 倍（59 年間／49 年間）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いと考えられる。

A.1.3 コンクリートの中性子照射による強度低下の評価

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/cm² 程度⁽⁴⁾であるのに対して、KUCA のこれまでの全運転 （約 49 年間、そのうち 6 年間弱は運転停止）による中性子照射量は、保守的な評価をしても 5.19×10^{13} n/cm² であるため（「中性子照射脆化」を参照）、今後 10 年間の同様の運転を行っても 6.40×10^{13} n/cm²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いと考えられる。

・記載の適正化（運転期間の明確化）
・停止期間を考慮した 10 年後の積算値の計算結果に修正

A.2 まとめ

原子炉建屋について、1989年に外壁に仕上材を施工していること、定期的な点検等における外観検査において、ひび割れの進展など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健全性調査や劣化評価の結果から、現在の管理を維持することで今後10年間、原子炉建屋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。

A.2 まとめ

原子炉建屋について、内壁については建設時に、外壁については1989年に仕上材を施工していること、定期的な点検等における外観検査においてひび割れの進展など異常がないこと、コンクリートの健全性調査や劣化評価の結果から現在の管理を維持することで今後10年間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。

・内壁及び外壁のそれぞれについて、仕上材施工の時期に関する情報の追記

A.3 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, and 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) 日本建築学会, 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説 (2004).
- (6) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai and T. Mori, "MVP/GMVP III: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAEA-Data/Code 216-018 (2017).
- (7) 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).

A.3 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, and 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) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Sakurai and T. Mori, "MVP/GMVP III: General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods," JAEA-Data/Code 216-018 (2017).
- (6) 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).
- (7) 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).
- (8) 土木学会, コンクリート標準示方書 維持管理編 (2013).
- (9) 日本建築学会, 鉄筋コンクリート造建築物の耐久設計施工指針・同解説 (2004).

・記載の適正化 ((5)~(7)の文献について、本文中での登場順に変更)

・文献の新規追加
・文献の新規追加

～ 脚注～

修正前	修正後	備考
<p>1. C 架台において、最も水反射体が薄い部分の炉心タンク表面の中性子束を MVP-3 コード^④及び JENDL-4.0^④により評価し ($2.62 \times 10^4 \text{ n/cm}^2/\text{s}/\text{neutron}$)、その中性子束により、架台支持構造 (炭素鋼製) あるいは炉壁 (コンクリート製) が照射されると仮定した。KUCA には架台が 3 箇所あるため、架台支持構造や炉壁に対する照射量も 3 架台で分散されるが、これまでの運転が全て単一架台で行なわれたと仮定した。また、本評価において、炉心領域はモデル化されておらず、ボイドとしているため、炉心内での吸収反応等は考慮されていない。そのため、全ての発生中性子は、炉心領域から漏れ出してしまう。さらに、実際の体系では、核分裂により生じた中性子のうち、1 つは核分裂連鎖反応の維持のために使われるが、それも考慮していない。従って、本評価は十分に保守的であると考えられる。</p>	<p>1. C 架台において、最も水反射体が薄い部分の炉心タンク表面の中性子束を MVP-3 コード^④及び JENDL-4.0^④により評価し ($2.62 \times 10^4 \text{ n/cm}^2/\text{s}/\text{neutron}$)、その中性子束により、架台支持構造 (炭素鋼製) あるいは炉壁 (コンクリート製) が照射されると仮定した。KUCA には架台が 3 箇所あるため、架台支持構造や炉壁に対する照射量も 3 架台で分散されるが、これまでの運転が全て単一架台で行なわれたと仮定した。また、本評価において、炉心領域はモデル化されておらず、ボイドとしているため、炉心内での吸収反応等は考慮されていない。そのため、全ての発生中性子は、炉心領域から漏れ出してしまう。さらに、実際の体系では、核分裂により生じた中性子のうち、1 つは核分裂連鎖反応の維持のために使われるが、それも考慮していない。従って、本評価は十分に保守的であると考えられる。</p>	<p>・記載の適正化 (文献番号の修正)</p>
<p>2. 1 W 出力時の炉中心の中性子束を MVP-3 コード^④及び JENDL-4.0^④により評価し ($3.32 \times 10^7 \text{ n/cm}^2/\text{s}/\text{W}$)、その中性子束により、格子板 (ステンレス鋼) が照射されると仮定した。KUCA には架台が 3 箇所あるため、格子板に対する照射量も 3 架台で分散されるが、これまでの運転が全て単一架台で行なわれたと仮定した。なお、本評価においては、体系をアズビルドにモデル化している。</p>	<p>2. 1 W 出力時の炉中心の中性子束を MVP-3 コード^④及び JENDL-4.0^④により評価し ($3.32 \times 10^7 \text{ n/cm}^2/\text{s}/\text{W}$)、その中性子束により、<u>炉心</u>格子板 (ステンレス鋼) が照射されると仮定した。KUCA には架台が 3 箇所あるため、格子板に対する照射量も 3 架台で分散されるが、これまでの運転が全て単一架台で行なわれたと仮定した。なお、本評価においては、体系をアズビルドにモデル化している。</p>	<p>・記載の適正化 (文献番号の修正、「格子板」を正式な名称である「炉心格子板」に変更)</p>

以上