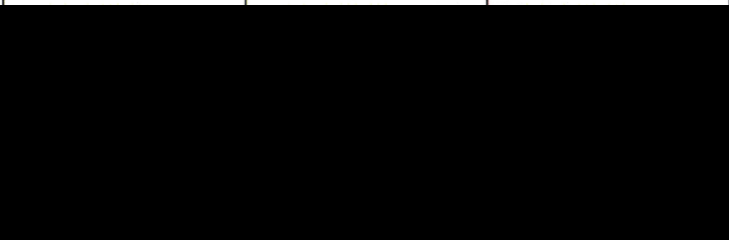


臨界実験装置 (KUCA)
施設定期評価実施報告書
(高経年化に関する評価)

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
		

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机が設けられている。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は使用しない。

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。

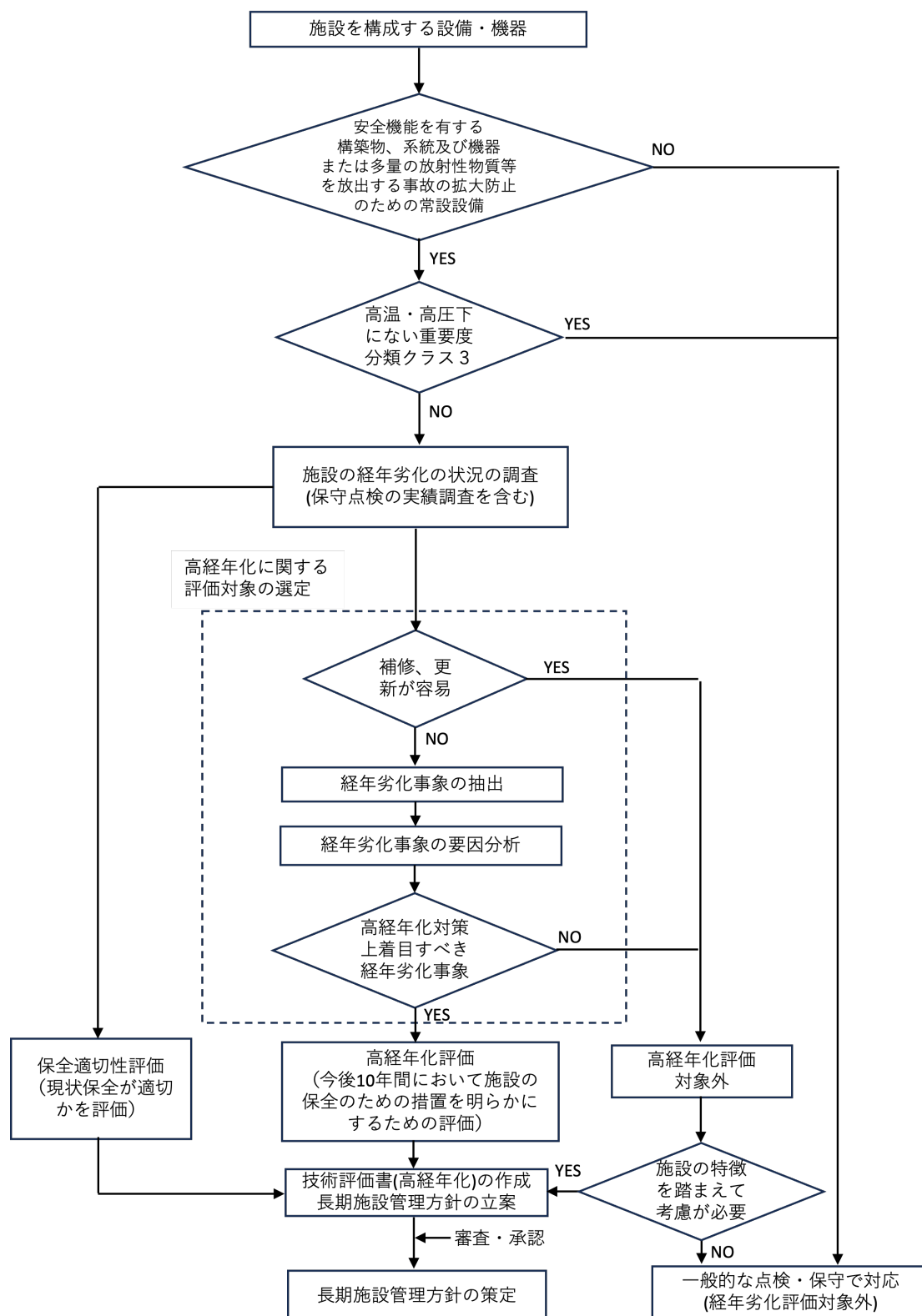


図1 経年劣化に関する技術的な評価の実施フロー

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

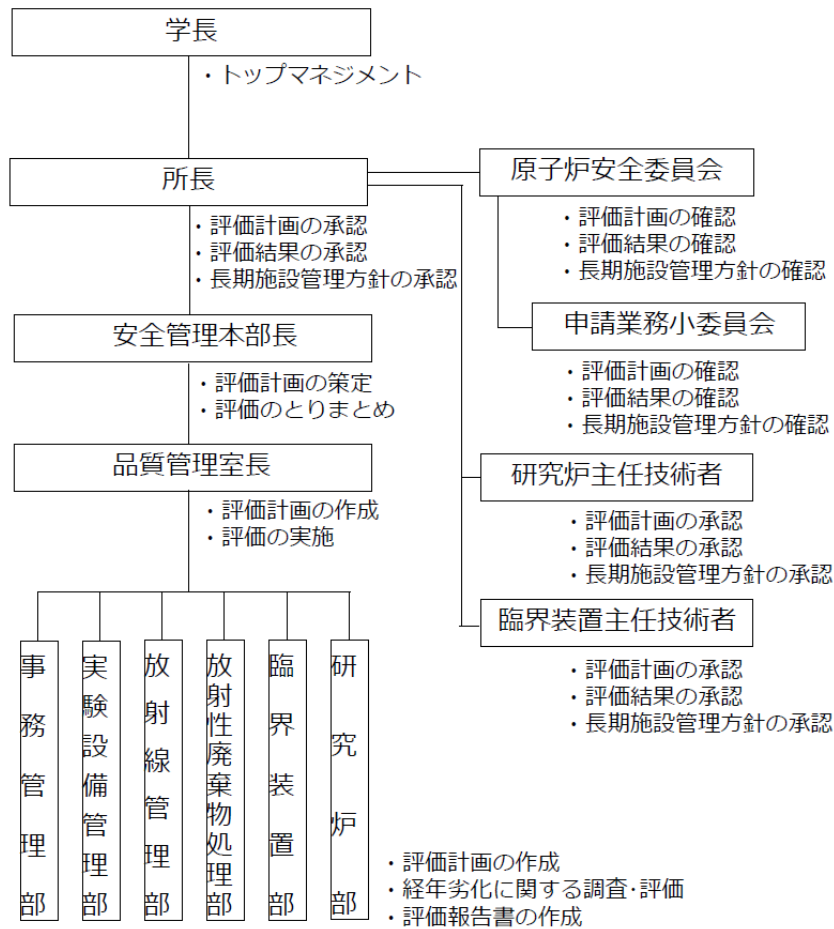
以上の評価に基づき、KUCA の長期施設管理方針及びその始期並びに適用期間を以下に立案する。

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 ($= 5.19 \times 10^{13} \times 10 \text{ 年間} \div 43 \text{ 年間}$) 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。

(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 ($= 8.66 \times 10^{13} \times 10 \text{ 年間} \div 43 \text{ 年間}$) 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

「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、相分離が起こり、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えられる。

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

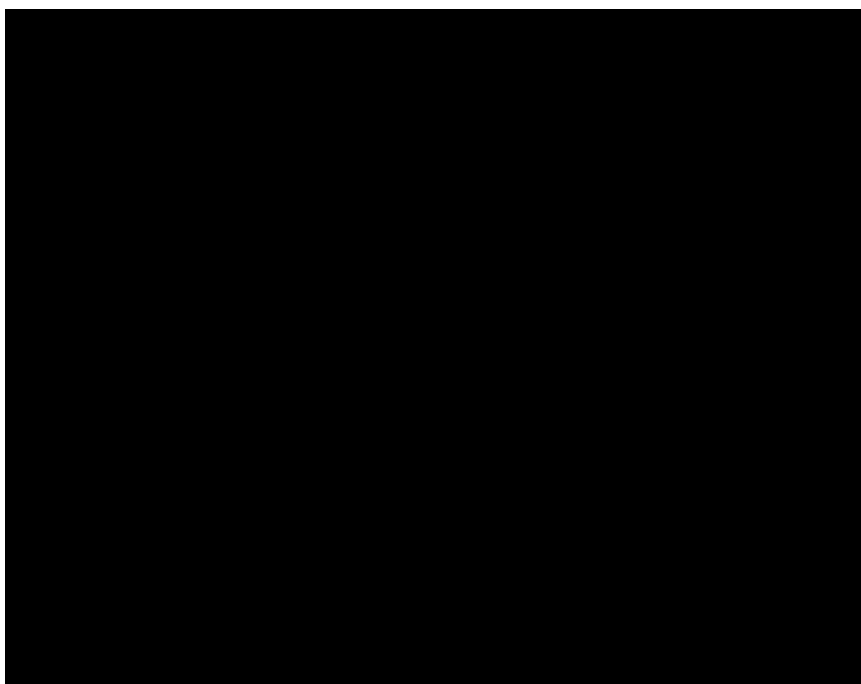


図 A.1 1989 年の中性化深さ調査位置 (青丸位置、1F)

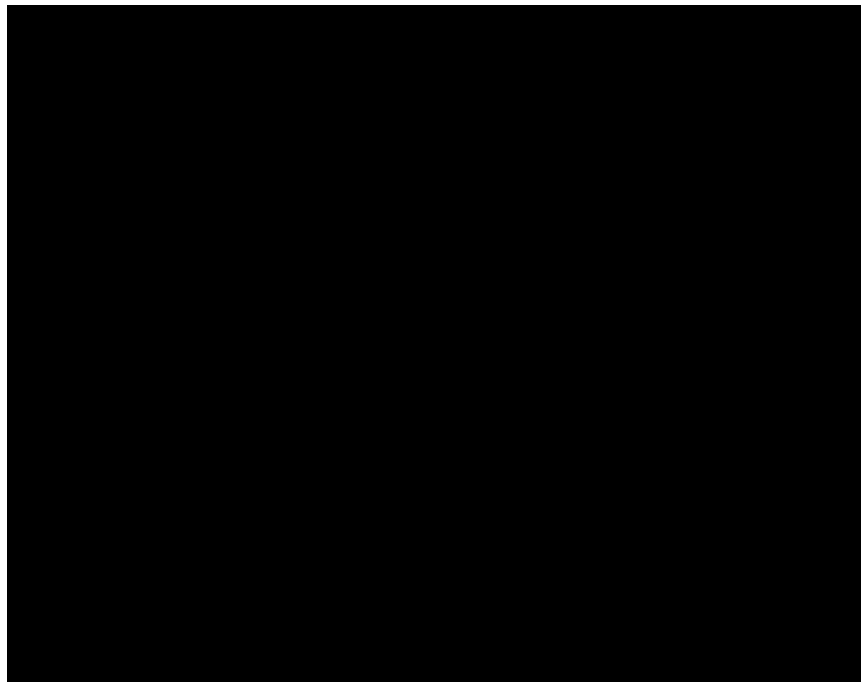


図 A.2 1989 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、炉室外壁）

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

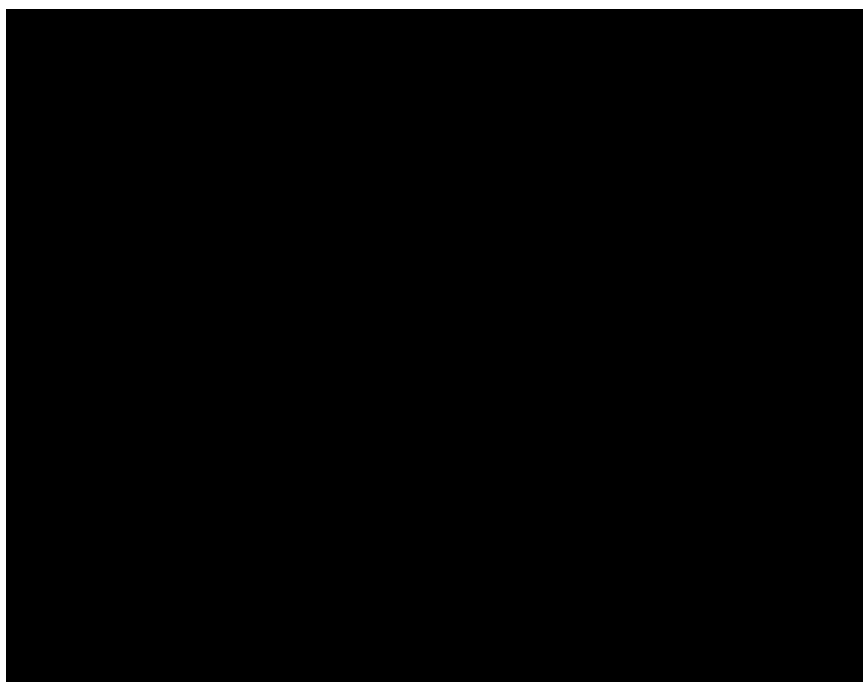


図 A.3 2019 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、炉室外壁）

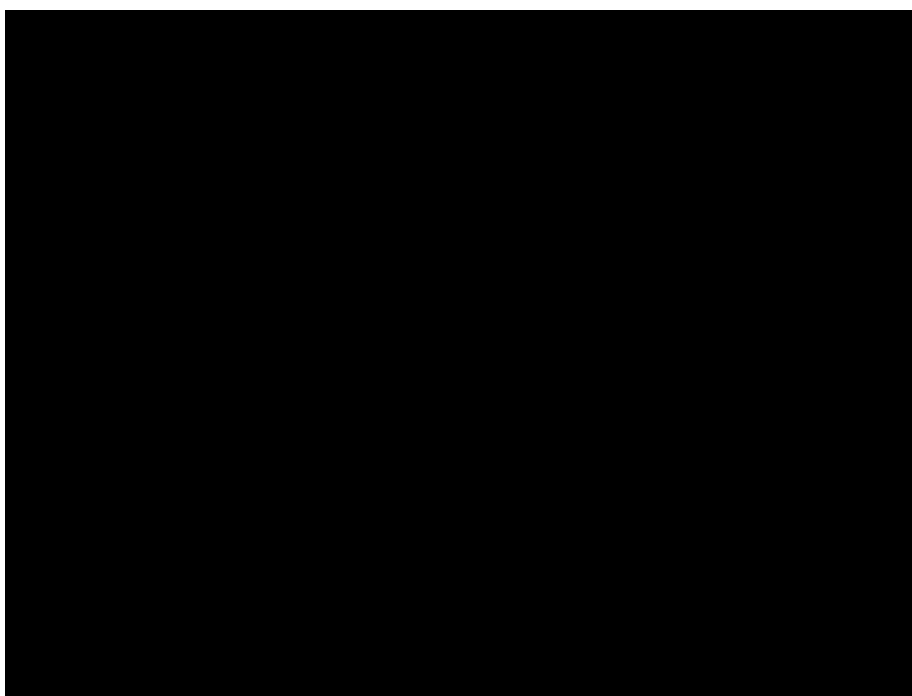


図 A.4 2019 年の中性化深さ調査位置（青丸位置、外観写真）

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。

(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。

図 A.3 岸谷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
	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
	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).