

京都大学臨界実験装置 (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

【指摘事項回答】

令和5年9月21日審査会合資料からの
変更点は「赤字+下線」で記載

京都大学複合原子力科学研究所
2023年10月23日

1. KUCAの概要

(核物質防護上の理由により、一部マスクング)

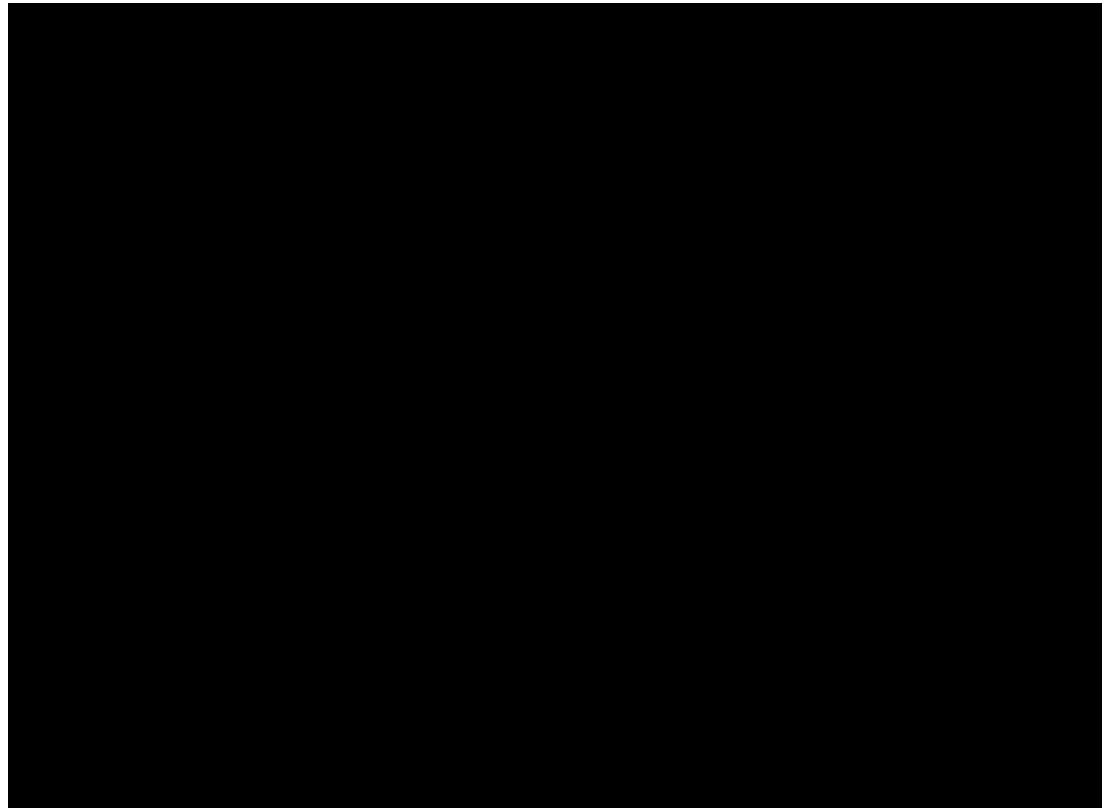
- 最大熱出力 100 W
- 複数架台方式 (3架台)
 - 固体減速架台 × 2 (A架台、B架台)
 - 軽水減速架台 × 1 (C架台)
- 常温・常圧下で運転 (冷却設備は無し)
- 制御棒駆動装置 (1組) を3架台で共有
- 2021年9月から長期停止中
- 累計積算出力：725.14 Wh (2023年11月30日までの約49年間、そのうち6年間弱は運転停止)

固体減速炉心
(B架台)

軽水減速炉心
(C架台)

A、B架台（固体減速架台）の概要

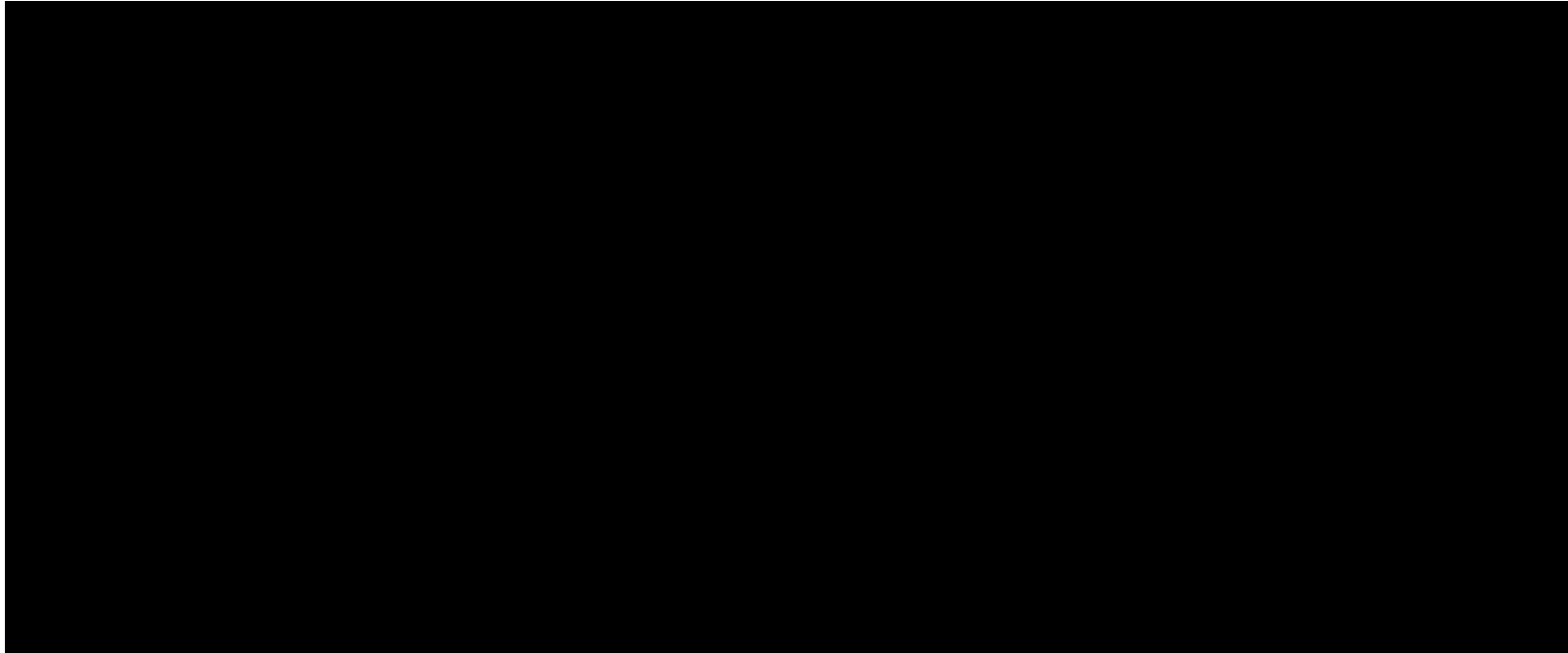
（核物質防護上の理由により、一部マスクング）



- 燃料要素：角板
- 減速材：ポリエチレン、黒鉛
- 反応度制御設備：6本の制御棒（中性子吸収材はホウ素）
- 非常用制御設備：中心架台（1本以上の燃料集合体を装荷、落下することにより炉心領域から分離）

C架台（軽水減速架台）の概要

（核物質防護上の理由により、一部マスクング）



- 燃料要素：長板
- 減速材：軽水
- 反射材：軽水、重水（専用の重水タンクを使用）
- 反応度制御設備：6本の制御棒（中性子吸収材はカドミウム）
- 非常用制御設備：ダンプ弁（開放により軽水を排水）

A架台、B架台、C架台の共通事項

- 安全保護回路（2種類）
 - スクラム
 - 固体減速架台：全制御棒落下 + 中心架台落下
 - 軽水減速架台：全制御棒落下 + ダンプ弁開放による排水
 - 一せい挿入（制御棒のうち3本が制御棒駆動装置により挿入）
- 核計装（6系統）
 - 起動系 × 3系統
 - 線型出力系 × 1系統
 - 対数出力炉周期系 × 1系統
 - 安全出力系 × 1系統
- プロセス計装：水位計、炉心温度計、他
- 燃料取扱設備、貯蔵設備
- 非常警報釦（中央管理室）、通信連絡設備
- 他

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、の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、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実施
 - 「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
 - 「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.a 保守点検の実施調査（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われてきた保守、点検、交換等の調査を実施し、経年劣化の状況を把握
- 対象期間は2013年12月1日から2023年11月30日までに実施された、あるいはされる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 適切なものかを評価

重要度クラス	構築物、系統及び機器 ^a	調査結果 ^{b,c}
PS-2	該当なし	
MS-2	(A)(B)中心架台駆動装置	<ul style="list-style-type: none"> ・年ごとの点検等で外観検査、作動検査を実施し、健全性を確認（これまで経年劣化に伴う異常は発生していない） ・5年ごとに分解点検を実施（次回は2023年秋を予定）
	(C)ダンプ弁	<ul style="list-style-type: none"> ・年ごとの点検等で外観検査、作動検査を実施し、健全性を確認（これまで経年劣化に伴う異常は発生していない）
	制御棒案内管	<ul style="list-style-type: none"> ・年ごとの点検等で外観検査、作動検査を実施し、健全性を確認（これまで経年劣化に伴う異常は発生していない）
	原子炉停止回路	<ul style="list-style-type: none"> ・年ごと、月ごとの点検等で作動検査を実施し、健全性を確認（これまで経年劣化に伴う異常は発生していない）

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. 2021年に低濃縮化のための長期停止期間に入って以降、一部の点検等の実施を省略している

c. 点検等：2021年3月31日までは10箇年保全計画に基づく施設定期検査、施設定期自主検査、部内検査のこと
2021年4月1日以降は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のこと

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）または施設管理実施計画（2021年4月1日以降）にしたがって実施している。

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」にしたがって定めている

予防保全の観点から点検・保守、交換等が適切に

実施されており、保全活動内容は妥当

2.b 経年劣化事象の抽出

- 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、以下の点を考慮してKUCAの高経年化に関する評価の対象とする設備・機器を選定
 - 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。
- 選定された設備・機器については、高経年化評価を実施

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. 高経年化評価の対象外となる理由は以下のとおり

理由：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)であること

KUCAにおいて高経年化に関する評価を要する
設備・機器は抽出されなかった

3. 長期施設管理方針の策定

予防保全の観点から点検・保守、交換等が適切に
実施されており、保全活動内容は妥当

KUCAにおいて高経年化に関する評価を要する
設備・機器は抽出されなかった



KUCAの長期施設管理方針（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。

最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価

- 「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、以下「ガイド」という)
- KUCAは試験研究用原子炉であるためガイドの対象外、かつ、高経年化に関する評価を要する設備・機器を持たない
- しかし、ガイドで示されている「最近の知見で得られている経年劣化事象」として6つの項目を特に取り上げて評価を行う
 - 低サイクル疲労
 - 中性子照射脆化
 - 照射誘起型応力腐食割れ
 - 2相ステンレス鋼の熱時効
 - 電気・計装品の絶縁低下
 - コンクリートの強度低下及び遮蔽能力低下

- 低サイクル疲労

- KUCAは最大出力100Wの低出力炉であり、通常の運転は常温、常圧で行われるため、温度及び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まで上昇させる実験があるが、温度上昇量は大きくなく、繰り返し温度変化を与えるという運転でもない
- 以上より、低サイクル疲労が発生するような環境下にはない

- 中性子照射脆化

- 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
- 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、中性子照射脆化のおそれはない

- 照射誘起型応力腐食割れ

- 照射誘起型応力腐食割れは、ステンレス鋼が受ける中性子照射量が 10^{21} n/cm²程度を超え、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生じる割れ
- 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く、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 程度であり、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、上記のしきい照射量と比して十分小さい

- 2相ステンレス鋼の熱時効
 - KUCAにおける安全機能を有する構築物、系統及び機器では、2相ステンレス鋼を使用しておらず、高温になる環境下にもないことから、2相ステンレス鋼の熱時効が発生することはない
- 電気・軽装品の絶縁低下
 - 「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
 - 点検により性能が劣化していることが判れば更新する（2017年に核計装関係のケーブルを全更新の実績あり）
- 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）の強度低下を評価対象に選定（詳細は次ページ以降）
 - 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
 - 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. コンクリートの強度低下

- コンクリート構造物に関する経年劣化事象と劣化要因の概要

構造種別		コンクリート構造物			
経年劣化事象		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
代表構造物	原子炉建屋	—	○	○	△

○：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

判断理由：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確認しているため

—：該当しない

- コンクリートの中酸化による強度低下の評価

- 評価対象：原子炉建屋
- 評価点：屋外及び屋内（塗装等による影響や過去の健全性調査による中性化深さの測定結果を考慮して選定）
- 評価手順：中性化速度式により10年後の中性化深さを算出（岸谷式を使用）
- 健全性評価結果：
 - 過去に行った健全性調査結果や中性化速度式を用いた1989年時点（設置後約16年）、2019年時点（設置後約46年）、10年後の2033年時点（設置後約60年）での推定値を表1に示す。
 - 建屋内外について、それぞれの環境条件は場所によって大きく変わらないと考えられる。
 - 岸谷式による評価の詳細は、[参考資料1]に示す。
 - 屋外における岸谷式による10年後の推定値に比べ、かぶり厚さは十分大きい。なお、実測値（平均値）について、仕上材の施工（1989年の実測調査後）により中性化速度は鈍化している。
 - 屋内（建設当初から仕上材施工）における岸谷式による10年後の推定値に比べ、かぶり厚さは十分大きい。
 - 以上から、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。

表1：中性化深さの推定値と実測値[参考資料2] 実測値の()内は平均値

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]	14.9	<u>25.3</u>	<u>28.9</u>	126.0
	岸谷式				
		実測値 [mm]	20.0~71.0(34.6)*	19.5~65.0(35.3)	—
原子炉建屋 (屋内)	推定値 [mm]	<u>15.5</u>	<u>26.2</u>	<u>29.9</u>	49.0
	岸谷式※				
		実測値 [mm]	3.0~35.0(15.0)	—	—

*外壁仕上材（吹付タイル）施工前

※屋内の場合のみ仕上材（ペイント）を考慮

- コンクリートの中性子照射による強度低下の評価
 - 評価対象：原子炉建屋
 - 評価点：炉室内壁（中性子照射の影響が最も大きいため）
 - 評価手順：
 - 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JENDL-4.0を用いたMVP-3コードで評価し、その中性子束により、炉室内壁（コンクリート製）が照射されると仮定（炉心タンクと内壁との間の減衰を無視）
 - KUCAには架台が3箇所あるため、炉室内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C架台で行なわれたと仮定
 - 炉心内での吸収反応等は考慮されていない。そのため、核分裂で発生した全ての中性子は、炉心領域から漏出すると仮定
 - 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、この事実も無視
 - 健全性評価結果：
 - 小嶋他の試験結果によると、 1×10^{19} n/cm²の中性子照射量（エネルギー > 0.1MeV）から、コンクリートの強度が低下する可能性
 - 10年後における中性子照射量は、これまでの約49年間（そのうち6年間弱は運転停止）と同様な運転を行っても、6.40 $\times 10^{13}$ n/cm²程度となり、中性子照射による劣化のおそれはない

- コンクリートの強度低下に関するまとめ
 - 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を確認していること
 - 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、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

岸谷式を用いた計算*

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

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)

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)

対象施設		1989年	2019年	2033年
原子炉格納施設 (屋外)	<u>α</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>
	<u>β</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>	<u>1.0</u>
	<u>y</u>	<u>16</u>	<u>46</u>	<u>60</u>
原子炉格納施設 (屋内)	<u>α</u>	<u>1.7</u>	<u>1.7</u>	<u>1.7</u>
	<u>β</u>	<u>0.61</u>	<u>0.61</u>	<u>0.61</u>
	<u>y</u>	<u>16</u>	<u>46</u>	<u>60</u>

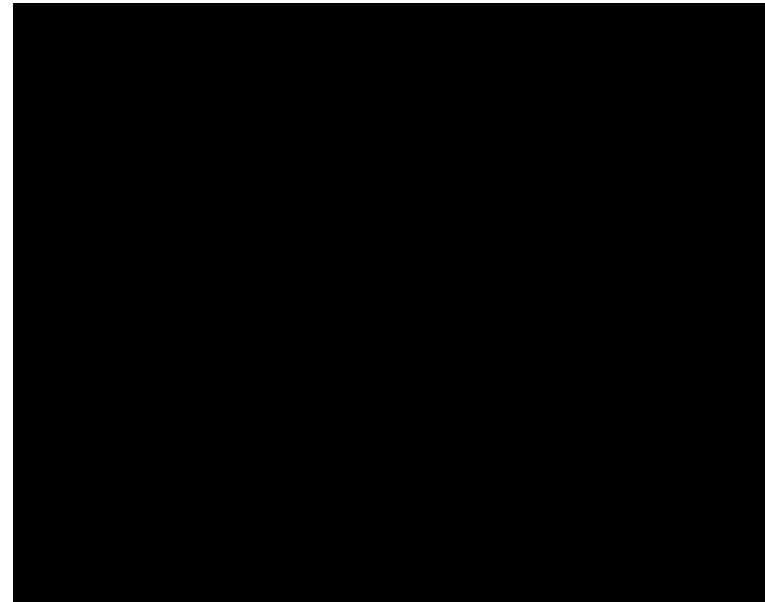
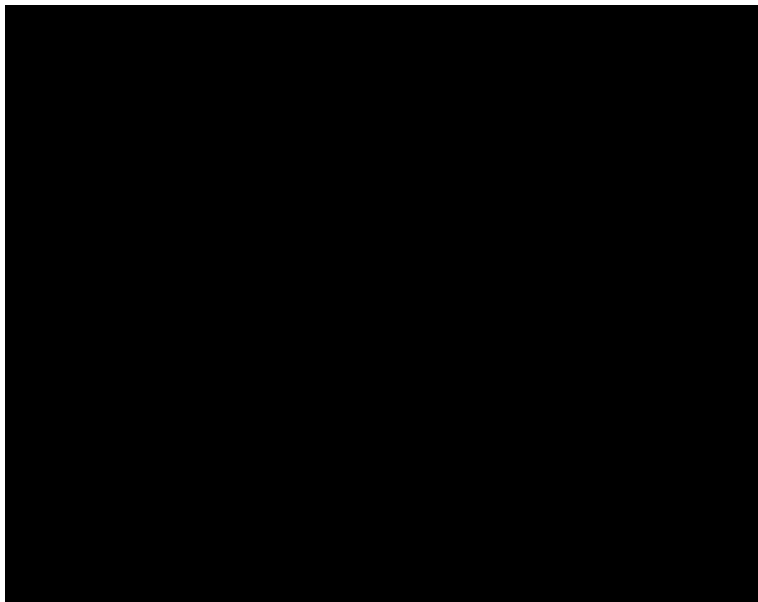
* 日本建築学会, 原子力施設における建築物の維持管理指針・同解説, 2015.

原子炉建屋の中性化深さ測定結果一覧表（1989年調査）

[参考資料2]

年	階	位置	屋内、屋外	中性化深さ(mm)	備考
1989年	1F	3-4間 壁	屋内	3	コア
		6-7間 壁	屋内	7	コア
		10-10'間 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 壁	屋外	48	はつり
		6-7間 壁	屋外	71	はつり
		3-4間 壁	屋外	20	はつり
		10-10'間 壁	屋外	20	ドリル法
	1F	3-4間 壁	屋外	25	ドリル法
		10-10'間 壁	屋外	25	ドリル法

（核物質
防護上の
理由によ
り、一部
マスキン
グ）



原子炉建屋の中性化深さ測定結果一覧表（2019年調査）

年	階	位置	屋内、屋外	中性化深さ(mm)	備考
2019年	炉室 外壁	1-12間 壁	屋外	41.5	コア
		4-5間 壁	屋外	36.0	コア
		8-9間 壁	屋外	31.0	コア
		2-3間 壁	屋外	19.5	コア
		5-6間 壁	屋外	28.0	コア
		7-8間 壁	屋外	32.5	コア
		2-3間 壁	屋外	30	はつり
		5-6間 壁	屋外	65	はつり
		7-8間 壁	屋外	34	はつり

（核物質
防護上の
理由によ
り、一部
マスキ
ング）

