

京都大学研究用原子炉 (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

【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. KURの概要（主要仕様等）

（核物質防護上の理由により、一部マスキング）

型式	濃縮ウラン軽水減速冷却 水泳プール系タンク型
初臨界年月日	1964年6月25日
最大熱出力	5,000kW (5MW)
積算熱出力	$3.24 \times 10^5$ (MWh) (2023年3月まで)
炉心の形状・大きさ	直方体、約51cm×約51cm、高さ約61cm
<u>炉心タンク</u>	<u>厚さ約12mmのアルミニウム合金製、直径約200cm、深さ約820cm (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)</u>
燃料	低濃縮ウラン・シリサイド板状燃料(MTR型) 燃料芯材：ウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料 $^{235}\text{U}$ 濃縮度約■ wt%、U濃度：約■ g/cm <sup>3</sup>
冷却材	軽水 <u>(定格運転時の1次冷却水温度は55℃以下)</u>
制御棒	ホウ素入りステンレス鋼
運転形態	週運転、 <u>約53</u> 時間／週
主要実験設備	重水熱中性子設備、黒鉛設備 放射孔4本、照射孔4本、貫通孔1本 圧気輸送管3本、水圧輸送管1本、傾斜照射孔1本

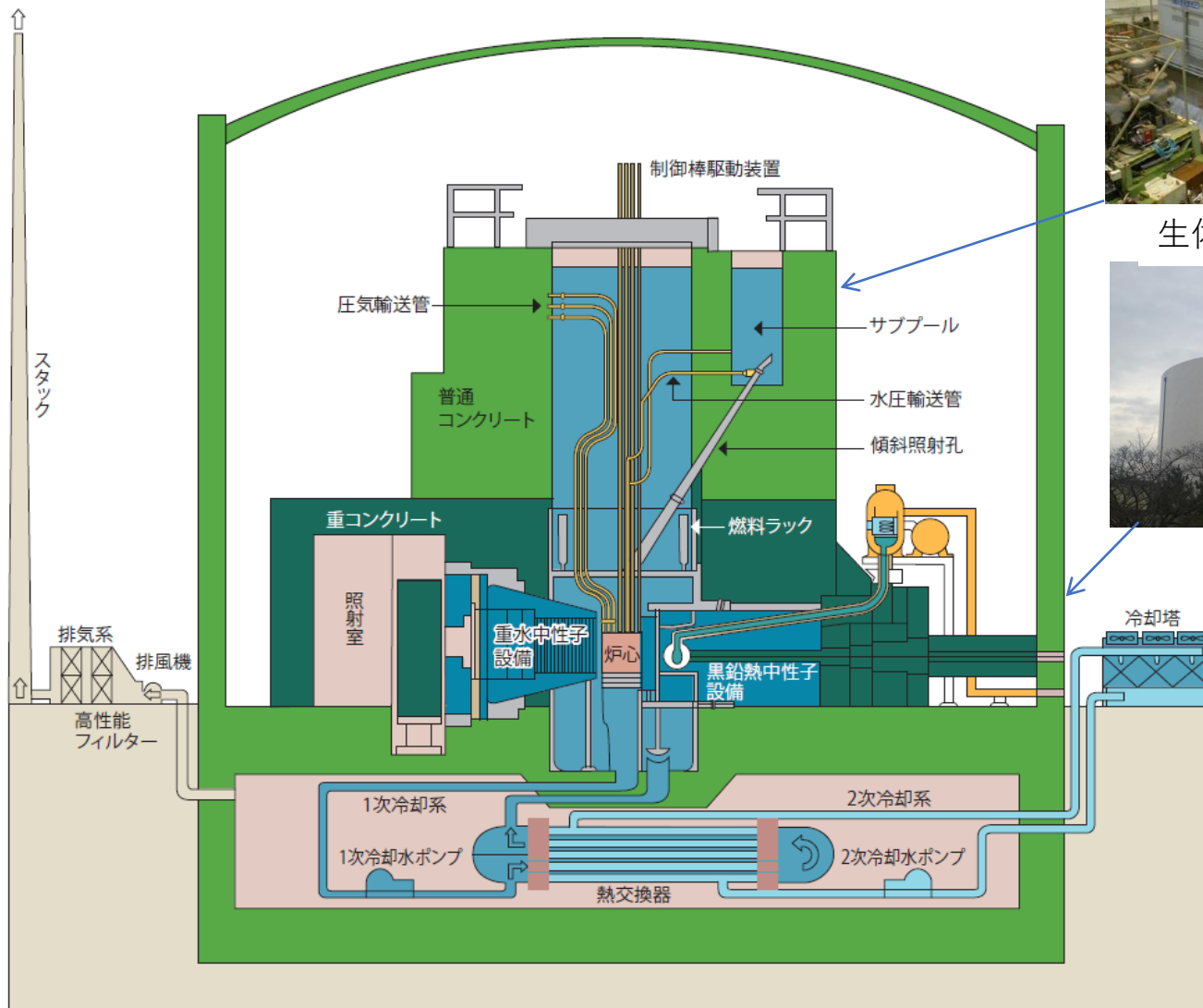
# KURの概要（主要な設備）

- 原子炉本体
  - 炉心及び炉心構造物
- 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設
  - 新燃料貯蔵設備、炉心タンク内燃料貯蔵設備、使用済燃料貯蔵設備
- 原子炉冷却系統施設
  - 1次冷却設備、2次冷却設備、非常用冷却設備
- 計測制御系統施設
  - 計装（核計装、プロセス計装）、安全保護回路、制御設備（4本の粗調整用制御棒、1本の微調整用制御棒）、非常用制御設備（中性子吸収材）
- 放射性廃棄物の廃棄施設
  - 気体廃棄物の廃棄設備、液体廃棄物の廃棄設備、固体廃棄物の廃棄設備
- 放射線管理施設
  - 屋内管理用の主要な設備、屋外管理用の主要な設備
- 原子炉格納施設
  - 原子炉格納施設（鉄板張）、スタック、水封装置
- その他原子炉の附属施設
  - 非常用電源設備（ディーゼル発電機2基、蓄電池設備）、実験設備、多量の放射性物質等を放出する事故の拡大防止のための常設の設備
    - 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設備
    - 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の水源として原子炉棟の屋外に設けた設備



スタック外観

# KUR: 全体構造



原子炉断面図



生体遮蔽外観



原子炉格納施設外観

## 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 （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

### 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）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、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、予防保全が 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	調査結果
PS-2	炉心部・格子板	年ごとの点検等*で健全性を確認。
	炉心タンク	年ごとの点検等で健全性を確認。 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1991年、1999年、2006年、2022年に実施し、 <u>減肉がないことをもって腐食がないことを確認</u> 。
	燃料要素（標準燃料要素、特殊燃料要素）	炉心への挿入前及び取出し時及び年ごとの外観検査を実施しており、健全性を確認。
MS-2	粗調整用制御棒	年ごとの機能検査、作動検査で健全性を確認。
	中性子吸収材	非常用制御設備（中性子吸収材）であるホウ酸について、点検等により健全性を確認。
	サブパイルルーム漏えい水汲み上げ設備	月ごとの作動確認、年ごとの点検等で健全性を確認。サブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプの機能検査は5年ごとに実施し、炉心タンクへの注水ラインの健全性を確認。
	水圧駆動弁、逆止弁	年ごとの漏えい検査、作動検査で健全性を確認。10年に1度の頻度で分解点検を実施。水圧駆動弁、逆止弁の分解点検は直近では2022年に実施し健全性を確認。
	炉心タンク	年ごとの点検等で健全性を確認。 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1991年、1999年、2006年、2022年に実施し、 <u>減肉がないことをもって腐食がないことを確認</u> 。
	非常用排気系統・操作回路	月ごとの点検等において動作確認を実施し、年ごとの作動検査によって健全性を確認。
	排気口（スタック、煙道）	年ごとの点検等において健全性を確認。スタックは2013年9月に設工認申請の承認を受け、鉄骨構造に更新して2014年2月に使用前検査合格している。

\*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。

重要度クラス	構築物、系統及び機器	調査結果
MS-2 (続き)	水封装置・操作回路	年ごとの点検等、月ごとの作動確認にて健全性を確認。
	原子炉格納施設	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。さらに詳細な健全性調査として、 <b>1999年</b> 、 <b>2009年</b> 及び <b>2019年</b> 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実施し、健全性を確認。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。
	コンクリート遮蔽（生体遮蔽）	年ごとの点検等で外観検査を実施して健全性を確認。健全性調査として、 <b>1991年</b> 、 <b>1999年</b> 、及び <b>2009年</b> 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。 <b>2019年</b> にシュミットハンマーによる強度試験を実施。
	安全保護回路（原子炉停止回路）	年ごとの点検等で健全性を確認。 <b>2016年</b> に設置変更承認申請書から削除されたスクラム条件、警報条件の回路を撤去。 <b>2016年</b> に新規制基準への対応として多様性、多重性の確保のための改造を実施。
	サブパイルルーム漏えい水汲み上げポンプ起動回路	月ごとの作動確認、年ごとの点検等で健全性を確認。
	ディーゼル発電機、受電盤（非常電源用）	月ごとの作動確認、年ごとの点検等で健全性を確認。保全業者により週 <b>3回</b> の巡視点検、受電盤（非常電源用）については週ごとの巡視点検により健全性を確認。
	蓄電池設備（計装用無停電電源）	年ごとの点検等で健全性を確認。 <b>2017年</b> に新規制基準への対応として安全保護回路及び主要な計装設備に <b>30分以上</b> 給電可能なものに更新。予防保全として <b>2022年</b> に同一機種への更新。
	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）	年ごとの点検等、平日毎日巡視点検により健全性を確認。

重要度クラス	構築物、系統及び機器	調査結果
<u>(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設備)</u>	<u>止水設備</u>	<u>2016年に新たに設置。年ごとの点検等で健全性を確認。ゴムシートの交換を5年ごとに実施。</u>
	<u>40トン水タンク</u>	<u>2015年に新たに設置。2017年以降は新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。</u>

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（施設管理実施計画の策定）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）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。

これまで経年劣化に伴う異常は発生していない。

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<sup>①</sup>を考慮してKURの高経年化に関する評価の対象とする設備・機器を選定
- 選定された設備・機器については、高経年化評価を実施
  - 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対象の選定

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

(\*) 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。

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。

## 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の抽出

- 「実用発電用原子炉施設における高経年化対策ガイド」（2020年3月31日、以下「ガイド」という）で示されている「最新の知見で得られている経年劣化事象」として6つの事象を特に取り上げて事象を抽出した。
- 選定した設備・機器について、構造、使用材料・使用条件等を考慮し、過去に国内外で発生した事故、故障の原因となった経年劣化事象を調査したが、考慮すべき最新の知見はなかった。
- 選定した設備・機器について、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を抽出した。



経年劣化事象の要因分析を行い、高経年化対策上着目すべき経年劣化事象を選定。選定にあたっては、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。

## ガイドで示されている6つの経年劣化事象

- ・ 中性子照射脆化
- ・ 照射誘起型応力腐食割れ
- ・ 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  
対象とする構築物、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。
- ・ 2相ステンレス鋼の熱時効  
2相ステンレス鋼は使用していない。
- ・ 電気・計装品の絶縁低下  
保守点検で対応することができ必要に応じて交換可能。

## 腐食を劣化要因とする経年劣化事象

- ・ 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

# 炉心部・格子板、炉心タンクの経年劣化事象

## ○ 中性子照射脆化

アルミニウム合金製の格子板の中性子フルエンス(0.1MeV以上)の最大値は10年後で $1.9 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup>と推定されるが、十分な延性が確保できる中性子フルエンス(0.1MeV以上)の限界値 $1 \times 10^{22}$  n/cm<sup>2</sup> (文献1)よりも小さいため経年劣化事象とはならない。

## ○ 照射誘起型応力腐食割れ

炉心に最も近い格子板表面付近での10年後の中性子フルエンス(0.1MeV以上)は $1.9 \times 10^{21}$  n/cm<sup>2</sup>と推定され、1.3dpaに相当する。一方、格子板と下部サポートの接続部のステンレス製ボルトに対する応力は過大に見積もっても125MPaである。

文献2によると、5dpaでの照射誘起型応力腐食割れの発生境界値は680MPa以上であると示されている。したがって、当該事象が発生する環境下にはないため経年劣化事象とはならない。

文献1 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).

文献2 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)

# 炉心タンクの経年劣化事象

炉心タンクはアルミニウム合金製で、穿孔という経年劣化事象になり得る要因として腐食が想定される。

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きている。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。厚さの減少が10%以内であれば問題ないとして肉厚測定をしてきたが、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を予想されるため、局所的に腐食が生じることは想定し難い。したがって、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。

# 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



# 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象ではない事象について

分類		経年劣化事象	<u>損なわれる安全機能</u>	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	<u>放射性物質の閉じ込め</u>	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 <u>全面にわたって</u> 確認している。
	外壁鉄板	気密性低下	<u>放射性物質の閉じ込め</u>	腐食	・通常点検において <u>全面にわたって確認しており、</u> 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。 ・ <u>外面鉄板の肉厚測定も定期的に行っている。</u> ・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	<u>遮蔽</u>	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 <u>全面にわたって</u> 確認している。
スタック	鉄骨構造	強度低下	<u>放射性物質の放出低減</u>	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 <u>全面にわたって確認しており、</u> 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。

# コンクリートの健全性評価 (1/4)

## 1. コンクリートの強度低下

### 1-1 中性化による強度低下

#### 1-1-1 評価対象

##### (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

中性化速度式により、10年後時点の中性化深さを算出（岸谷式を使用：

仕上げあり(ペイント)）

##### 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1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。

# コンクリートの健全性評価 (2/4)

## (2) 生体遮蔽

### 1) 評価点

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

中性化速度式により、10年後時点の中性化深さを算出（岸谷式を使用：仕上げあり（モルタル+ペイント））

#### 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1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1 中性化深さの推定値と実測値 実測値の( )内は平均値

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]	<u>24.0</u>	<u>26.7</u>	<u>29.4</u>	<u>32.9</u>	68.0(壁) <u>47.0(屋根)</u>
	実測値[mm]	<u>0</u> ～32(9.3)	1～5(3.4)	3～ <u>30.5</u> (11.7)	—	
生体遮蔽	推定値[mm]	<u>7.5</u>	<u>8.4</u>	<u>9.2</u>	<u>10.3</u>	26.5
	実測値[mm]	< 1.0	< 1.0	—	—	

# コンクリートの健全性評価 (3/4)

## 1-2 放射線照射による強度低下

### 1-2-1 評価対象

#### (1) 生体遮蔽

##### 1) 評価点

生体遮蔽内面の炉心領域部

##### 2) 選定理由

中性子、ガンマ線照射量の影響が最も大きいため

##### 3) 評価手順

#### a. 中性子照射量および吸収線量の算出

JENDL-4.0を使用したMCNP-6コードを用いてコンクリートの内面で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算出

#### b. 健全性評価結果

##### a) 中性子照射

- 小嶋・他(2019)の試験結果によると、 $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>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を指摘。
- 10年後における中性子照射量は、一部、目安値 ( $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>) を超える部分が存在。

- 目安値を超える範囲は、深さ方向に0.61cmであり、生体遮蔽の厚さ (約2m) に比べて十分小さく、その範囲を除いた強度が地震荷重を上回っていることを確認した。

##### b) ガンマ線照射

- Hilsdorf・他(1978)による目安値 ( $2.0 \times 10^{10}$  rad) を超える部分が存在。
- 目安値を超える範囲は深さ方向に1.0cmであり、生体遮蔽の厚さ (約2m) に比べて十分小さく、その範囲を除いた強度が地震荷重を上回っていることを確認した。

# コンクリートの健全性評価 (4/4)

## 2. コンクリートの遮蔽能力低下

### 2-1 評価対象

生体遮蔽

### 2-2 健全性評価結果

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5000 kW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。

コンクリート遮蔽体の設計に適用されている「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.21」)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。

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が維持できることを確認

### 3. 長期施設管理方針の策定

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

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が維持できることを確認

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。



KURの長期施設管理方針（始期：2023年12月1日、適用期間：10年間）

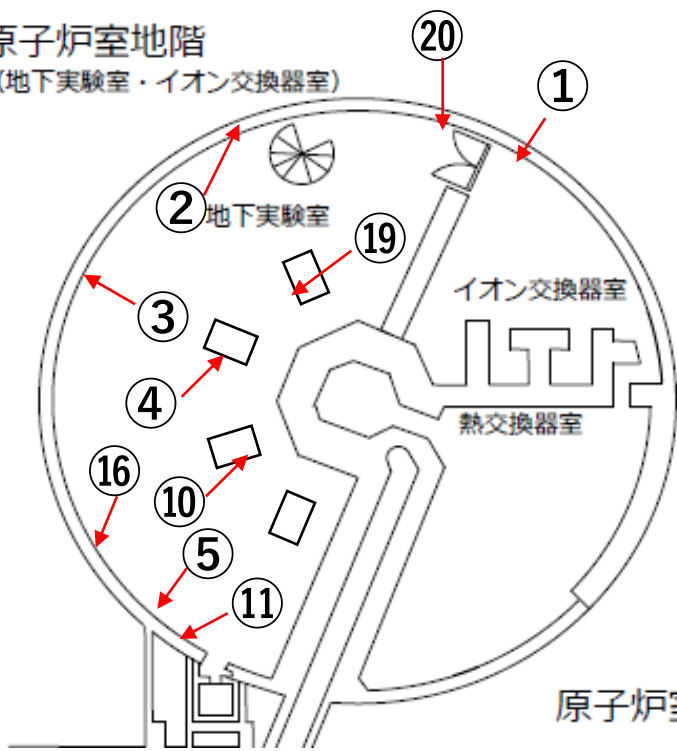
炉心タンクの腐食については、直近に行った調査から10年を超えない期間中に超音波を用いた調査の実施計画を策定する。

# 原子炉格納施設の中性化深さ測定結果一覧表

[参考]

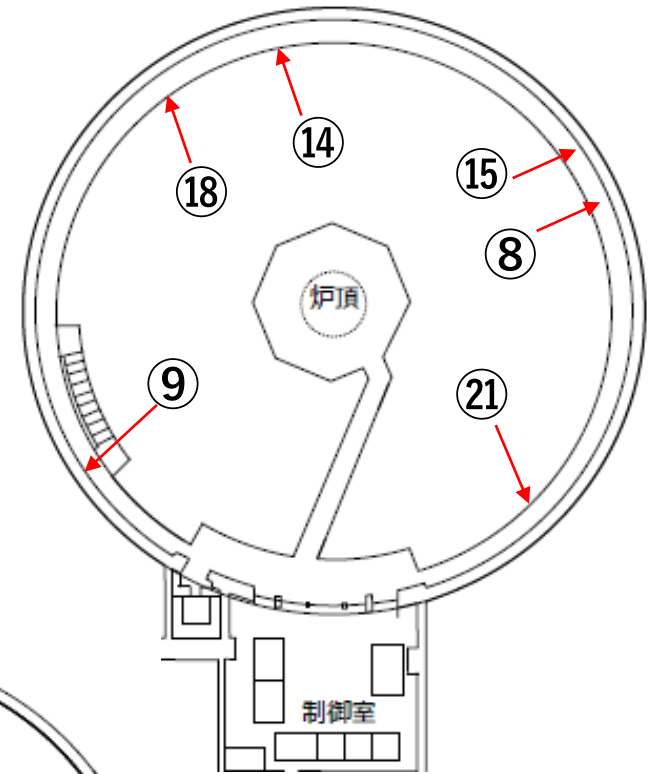
年	階	位置	図面上の番号	中性化深さ(mm)		備考
1999年	B1F	外周壁	①	25		コア
		外周壁	②	25		コア
		外周壁	③	20		コア
		柱	④	0	2	はつり
		外周壁	⑤	0	0	はつり
	1F	外周壁	⑥	0	2	はつり
		外周壁	⑦	0	0	はつり
	2F	外周壁	⑧	0	3	はつり
		外周壁	⑨	31	32	はつり
2009年	B1F	柱	⑩	3	4	はつり
		外周壁	⑪	1	2	はつり
	1F	外周壁	⑫	3	5	はつり
		外周壁	⑬	5	5	はつり
	2F	外周壁	⑭	2	3	はつり
		外周壁	⑮	3	5	はつり
2019年	B1F	外周壁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

原子炉室地階  
(地下実験室・イオン交換器室)

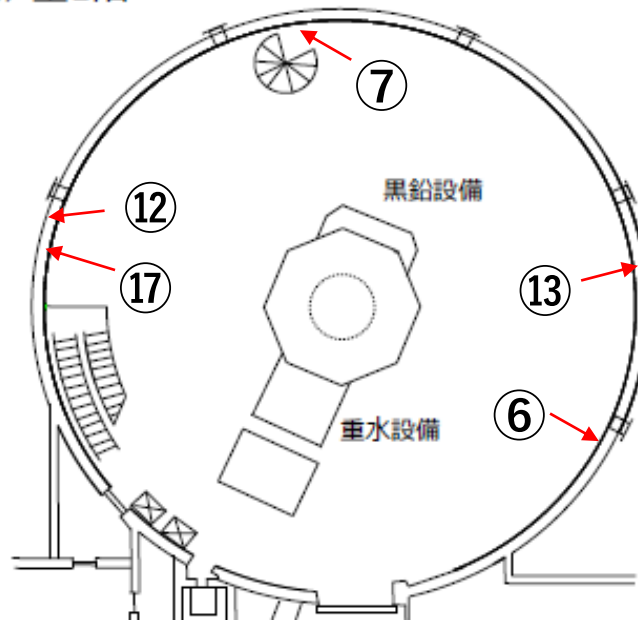


原子炉室2階

[参考]



原子炉室1階





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、モルタル+ペイント(屋内)：0.19)

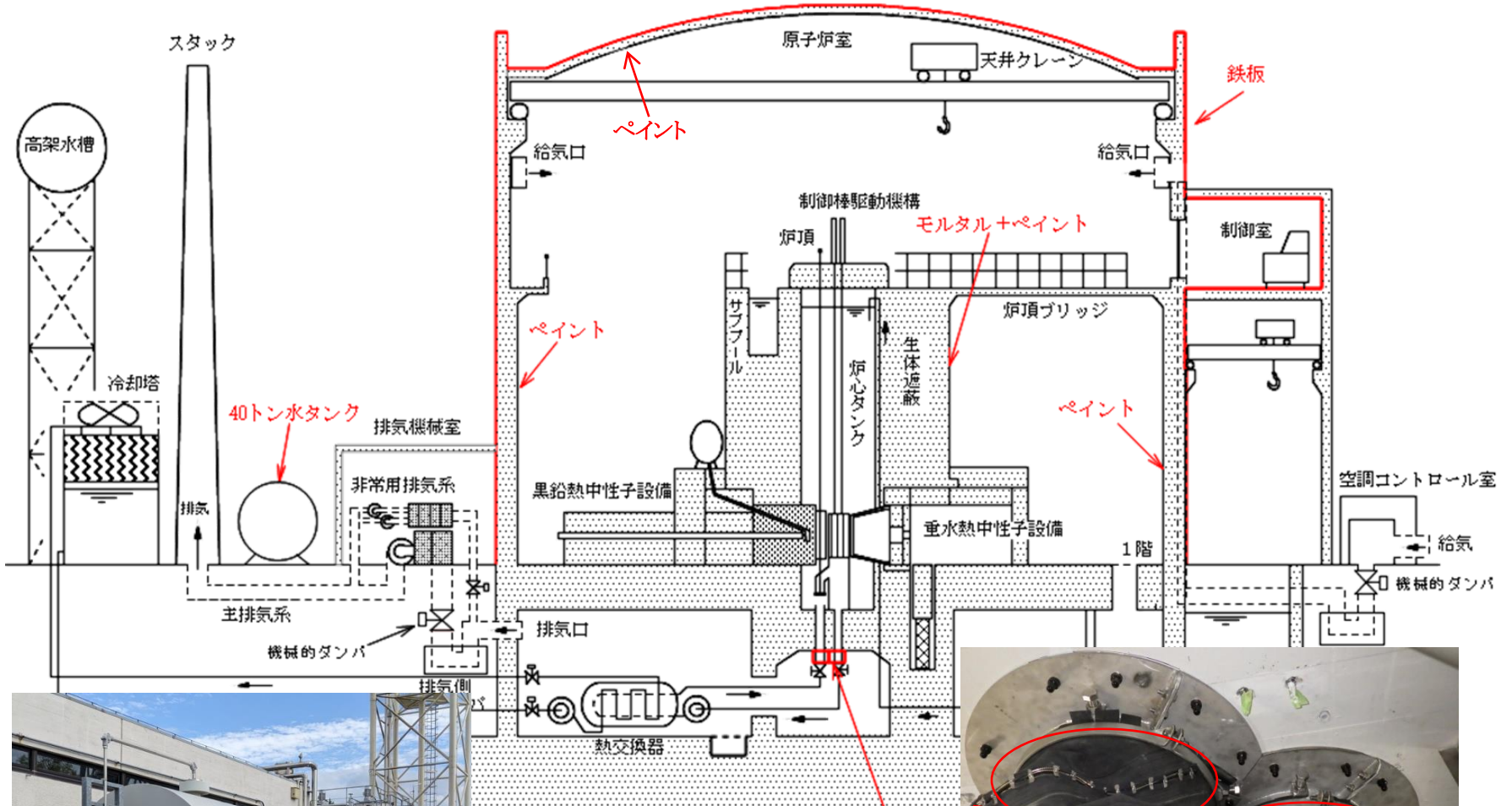
x：水セメント比率 0.6

R：中性化比率 1.0

y：設置からの経過年数 (年)

対象施設		1999年	2009年	2019年	2033年
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>1.7</u>
	<u>β</u>	<u>0.61</u>	<u>0.61</u>	<u>0.61</u>	<u>0.61</u>
	<u>y</u>	<u>38</u>	<u>48</u>	<u>58</u>	<u>72</u>
生体遮蔽	<u>α</u>	<u>1.7</u>	<u>1.7</u>	<u>1.7</u>	<u>1.7</u>
	<u>β</u>	<u>0.19</u>	<u>0.19</u>	<u>0.19</u>	<u>0.19</u>
	<u>y</u>	<u>38</u>	<u>48</u>	<u>58</u>	<u>72</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.



止水設備

注) 生体遮蔽外面及び原子炉格納施設内面の仕上げは建設当初から施されている。

## 原子炉施設保安規定第150条の3（施設管理実施計画の策定）

### （施設管理実施計画の策定）

第150条の3 各部長は、次の各号に掲げる事項を定めた施設管理実施計画を策定しなければならない。

(1) 施設管理実施計画の始期及び期間に関すること。

(2) 原子炉施設の設計及び工事に関すること。

(3) 原子力施設の巡視（原子炉施設の保全のために実施するものに限る。）に関すること。

(4) 原子炉施設の点検等の方法、実施頻度及び時期（原子炉の運転中及び運転停止中の区別を含む。）に関すること。

(5) 原子炉施設の工事及び点検等を実施する際に行う保安の確保のための措置に関すること。

(6) 原子炉施設の設計、工事、巡視及び点検等の結果の確認及び評価の方法に関すること。

(7) 前号の確認及び評価の結果を踏まえて実施すべき処置（未然防止処置を含む。）に関すること。

(8) 原子炉の施設管理に関する記録に関すること。