

## 京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定と審査基準との整理表

京都大学研究用原子炉（KUR）・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

国立大学法人京都大学

試験研究の用に供する原子炉等における保安規定の審査基準	原子炉施設保安規定（変更箇所を <u>下線</u> で示す。）	備考						
<p>試験炉規則第 15 条第 1 項第 1 号～第 16 号（記載省略）</p> <p>試験炉規則第 15 条第 1 項第 17 号</p> <p>試験研究用等原子炉施設の施設管理</p> <p>1. ～2.（記載省略）</p> <p>3. 運転を開始した日以後 30 年を経過した試験研究用等原子炉については、長期施設管理方針が定められていること。</p> <p>4. 試験炉規則第 15 条第 1 項第 17 号に掲げる試験研究用等原子炉施設の施設管理に関することを変更しようとする場合（試験炉規則第 9 条の 2 第 1 項若しくは第 2 項の規定により長期施設管理方針を策定し、又は同条第 3 項の規定により長期施設管理方針を変更しようとする場合に限る。）は、申請書に試験炉規則第 9 条の 2 第 1 項若しくは第 2 項の評価の結果又は</p>	<p>（長期施設管理方針）</p> <p><u>第 155 条の 2 第 151 条第 1 項第 2 号に基づき策定する長期施設管理方針は、別表第 24 の 2 に示すものとする。</u></p> <p><u>別表第 24 の 2 長期施設管理方針（第 155 条の 2）</u></p> <table border="1" data-bbox="943 727 1688 1070"> <thead> <tr> <th data-bbox="943 727 1167 826"><u>原子炉名</u></th> <th data-bbox="1167 727 1688 826"><u>長期施設管理方針</u> (始期：2023 年 12 月 1 日、適用期間：10 年間)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="943 826 1167 975"><u>研究炉</u></td> <td data-bbox="1167 826 1688 975"><u>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。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="943 975 1167 1070"><u>臨界装置</u></td> <td data-bbox="1167 975 1688 1070"><u>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。</u></td> </tr> </tbody> </table>	<u>原子炉名</u>	<u>長期施設管理方針</u> (始期：2023 年 12 月 1 日、適用期間：10 年間)	<u>研究炉</u>	<u>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。</u>	<u>臨界装置</u>	<u>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。</u>	<p>本申請の範囲外</p> <p>KUR 及び KUCA は運転を開始した日以降、30 年を経過しているため、左記のとおり、長期施設管理方針を定めている。</p> <p>令和 5 年 8 月 8 日付け 23 京大施環化第 40 号をもって申請した原子炉施設保安規定変更承認申請書に KUR 及び KUCA の各施設に関する施設定期評価実施報告書（高経年化に関する評価）</p>
<u>原子炉名</u>	<u>長期施設管理方針</u> (始期：2023 年 12 月 1 日、適用期間：10 年間)							
<u>研究炉</u>	<u>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。</u>							
<u>臨界装置</u>	<u>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。</u>							

<p>第3項の見直しの結果を記載した書類（以下「技術評価書」という。）が添付されていること。</p> <p>5. （記載省略）</p> <p>試験炉規則第15条第1項第18号～第21号（記載省略）</p>		<p>を添付している。</p> <p>本申請の範囲外</p>
--------------------------------------------------------------------------------------------------------	--	--------------------------------

2023/09/01 ヒアリング資料4

## 京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定と原子炉設置変更承認申請書との整理表

京都大学研究用原子炉（KUR）

高齢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

国立大学法人京都大学

原子炉施設保安規定	原子炉設置変更承認申請書（本文）	原子炉設置変更承認申請書（添付書類）	備考						
<p>(長期施設管理方針)</p> <p>第155条の2 第151条第1項第2号に基づき策定する長期施設管理方針は、別表第24の2に示すものとする。</p> <p>別表第24の2 長期施設管理方針（第155条の2）</p> <table border="1" data-bbox="143 580 649 1069"> <tr> <td data-bbox="143 580 295 727">原子炉名</td> <td data-bbox="295 580 649 727"><u>長期施設管理方針</u> <u>(始期:2023年12月1日、適用期間:10年間)</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="143 727 295 922">研究炉</td> <td data-bbox="295 727 649 922"><u>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。</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="143 922 295 1069">臨界装置</td> <td data-bbox="295 922 649 1069">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。</td> </tr> </table>	原子炉名	<u>長期施設管理方針</u> <u>(始期:2023年12月1日、適用期間:10年間)</u>	研究炉	<u>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。</u>	臨界装置	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。	<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 原子炉施設は、耐震構造、耐津波構造の他に、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「原子炉等規制法」及び関係法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>h. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得るように設計する。このうち、重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できるよう、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を有するように設計する。</p> <p>安全施設は、予想される環境条件に対して十分余裕をもって耐えられ、その機能が維持できるように設計する。<u>それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原子</u></p>	<p>(添付書類五)</p> <p>5 変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書</p> <p>5-1 設計及び運転等のための組織</p> <p>平成28年4月1日現在における原子力関係組織図を第5-1図に示す。<u>これらの組織は定められた業務所掌に基づき明確な役割分担の下で複合原子力科学研究所の原子炉施設の設計及び運転等に係る業務を行っている。</u></p> <p>本変更に係る設計及び工事に関する主な業務は、安全管理本部（中央管理室、核燃料管理室、品質管理室）、施設管理5部（研究炉部、臨界装置部、放射線管理部、放射性廃棄物処理部、実験設備管理部）及び事務管理部において実施する。安全管理本部及び事務管理部が設計方針の策定に係る業務を、施設管理5部が設計及び仕様の策定に係る業務並びに現地工事管理等を実施する。また、本変更に係る品質保証活動の総括業務を品質管理室が実施する。</p> <p><u>運転及び保守のための組織は、複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下、保安規定）で明確にし、この組織において本変更に係る業務を実施する。</u>各部等の安全管理業務を統括、指揮するため、安全管理本部が置かれている。（以下、省略）</p>	<p>左記のとおり、設置変更承認申請書に保安に係る組織の責任及び改善のプロセスに関する事項、安全機能を維持するための施設管理に関する事項があるため、これらに基づき長期施設管理方針を定めている。</p>
原子炉名	<u>長期施設管理方針</u> <u>(始期:2023年12月1日、適用期間:10年間)</u>								
研究炉	<u>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。</u>								
臨界装置	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。								

	<p><u>炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。</u></p> <p>安全施設は、本原子炉施設及び臨界実験装置施設の間で共用する場合においても、本原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。</p> <p>9. 試験研究用等原子炉施設の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事項</p> <p>試験研究用等原子炉施設の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事項について、国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所（以下「研究所」という。）は、次の品質管理に必要な体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p><b>【品質管理計画】</b></p> <p>5. 経営責任者の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p><u>経営責任者は、原子力の安全のためのリーダーシップを発揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性</u></p>	<p>（添付書類八）</p> <p>8 変更後における原子炉施設の安全設計に関する説明書</p> <p>8-1 安全設計の方針</p> <p>8-1-2 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への適合</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>（安全施設）</p> <p>第十二条 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、安全機能が確保されたものでなければならない。</p> <p>（以下、省略）</p> </div> <p><u>適合のための設計方針</u></p> <p>第1項について</p> <p>原子炉施設の安全機能の重要度を、重要度分類指針に基づき、かつ、中出力炉における重要度分類例を参考に、本原子炉施設の特徴を十分に踏まえて、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。</p> <p>安全施設を、重要度分類指針に基づき、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種に分類する。</p> <p>(1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状</p>	
--	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

	<p><u>を維持していることを、次に掲げる業務を行うこと によって実証する。(以下、省略)</u></p> <p>S</p> <p>5.6 責任及び権限</p> <p><u>経営責任者は、部室等及び要員の責任及び権限並 びに部室等相互間の業務の手順を定めさせ、関係す る要員に責任を持って業務を遂行させる。</u></p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) <u>研究所は、監視測定、分析、評価及び改善に係 るプロセスを計画し、実施する。</u></p> <p>(2) <u>研究所は、要員が本項(1)の監視測定の結果を 利用できるようにする。</u></p>	<p>態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務 従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそ れのあるもの。(異常発生防止系。以下「PS」 という。)</p> <p>(2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を 防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、も って一般公衆ないし放射線業務従事者に及 ぼすおそれのある過度の放射線被ばくを防 止し、又は緩和する機能を有するもの。(異 常影響緩和系。以下「MS」という。)</p> <p>また、PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系 統及び機器を「重要度分類指針」に基づき、その 有する安全機能の重要度に応じ、それぞれクラス 1、クラス 2 及びクラス 3 に分類する。それぞれの クラスの呼称は第 8-1-1 表に掲げるとおりとし、 各クラスに対する定義とそれに含まれる機能は第 8-1-2 表の通りである。<u>各クラスに属する構築物、 系統及び機器の基本設計ないし基本的設計方針 は、確立された設計、建設、試験及び検査の技術 並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、 次に掲げる基本的目標を達成できるものとする。</u></p> <p>クラス 1: 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確 保し、かつ、維持すること。</p> <p><u>クラス 2: 高度の信頼性を確保し、かつ、維持する こと。</u></p>	
--	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

		<p><u>クラス3:一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</u></p> <p>原子炉施設の安全機能の重要度を「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」に基づき、かつ、低出力炉における重要度分類例を参考に、本原子炉施設の特徴を十分に踏まえて、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。</p> <p>(以下、省略)</p>	
--	--	----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

下線は今回の説明のために追加した。



# 京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定と原子炉設置変更承認申請書との整理表

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

国立大学法人京都大学

原子炉施設保安規定	原子炉設置変更承認申請書（本文）	原子炉設置変更承認申請書（添付書類）	備考						
<p>(長期施設管理方針)</p> <p>第155条の2 第151条第1項第2号に基づき策定する長期施設管理方針は、別表第24の2に示すものとする。</p> <p>別表第24の2 長期施設管理方針（第155条の2）</p> <table border="1" data-bbox="161 582 656 1070"> <tr> <td data-bbox="161 582 309 727">原子炉名</td> <td data-bbox="311 582 656 727"><u>長期施設管理方針</u> (始期：2023年12月1日、適用期間：10年間)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="161 729 309 922">研究炉</td> <td data-bbox="311 729 656 922">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。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="161 924 309 1070"><u>臨界装置</u></td> <td data-bbox="311 924 656 1070"><u>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。</u></td> </tr> </table>	原子炉名	<u>長期施設管理方針</u> (始期：2023年12月1日、適用期間：10年間)	研究炉	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。	<u>臨界装置</u>	<u>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。</u>	<p>5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備</p> <p>ロ. 試験研究用等原子炉施設の一般構造</p> <p>(3) その他の主要な構造</p> <p>(i) 原子炉施設は、耐震構造、耐津波構造の他に、以下の基本的方針のもとに安全設計を行い、「原子炉等規制法」及び関係法令の要求に適合する構造とする。</p> <p>h. 安全施設は、その安全機能の重要度に応じて、十分に高い信頼性を確保し、かつ、維持し得るように設計する。このうち、重要度が特に高い安全機能を有するものについては、想定される単一故障及び外部電源が利用できない場合を仮定しても所定の安全機能を達成できるよう、その構造、動作原理、果たすべき安全機能の性質等を考慮して、多重性又は多様性を確保し、及び独立性を有するように設計する。</p> <p>安全施設は、予想される環境条件に対して十分余裕をもって耐えられ、その機能が維持できるように設計する。<u>それらの健全性及び能力を確認するために、その安全機能の重要度に応じ、適切な方法により、原</u></p>	<p>(添付書類五)</p> <p>5 変更に係る原子炉施設の設置及び運転に関する技術的能力に関する説明書</p> <p>5-1 設計及び運転等のための組織</p> <p>原子力関係組織図を第5-1図に示す。<u>これらの組織は、定められた業務所掌に基づき明確な役割分担の下で複合原子力科学研究所の原子炉施設の設計及び運転等に係る業務を行っている。</u>本変更に係る設計及び工事に関する主な業務は、安全管理本部（中央管理室、核燃料管理室、品質管理室）、施設管理5部（研究炉部、臨界装置部、放射線管理部、放射性廃棄物処理部、実験設備管理部）及び事務管理部において実施する。安全管理本部及び事務管理部が設計方針の策定に係る業務を、施設管理5部が設計及び仕様の策定に係る業務並びに現地工事管理等を実施する。また、本変更に係る品質管理活動の総括業務を品質管理室が実施する。</p> <p><u>運転及び保守のための組織は、複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定（以下、保安規定）で明確にし、この組織において本変更に係る業務を実施する。</u>各部等の安全管理業務を統括、指揮するため、安全管理本部が置かれている。（以下、省略）</p>	<p>左記のとおり、設置変更承認申請書に保安に係る組織の責任及び改善のプロセスに関する事項、安全機能を維持するための施設管理に関する事項があるため、これらに基づき長期施設管理方針を定めている。</p>
原子炉名	<u>長期施設管理方針</u> (始期：2023年12月1日、適用期間：10年間)								
研究炉	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。								
<u>臨界装置</u>	<u>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。</u>								

	<p><u>子炉の運転中又は停止中に試験又は検査ができるように設計する。</u></p> <p>安全施設は、本原子炉施設及び研究用原子炉施設の間で共用する場合においても、本原子炉施設の安全性を損なわないように設計する。</p> <p>9. 試験研究用等原子炉施設の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事項</p> <p>試験研究用等原子炉施設の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事項について、国立大学法人京都大学複合原子力科学研究所（以下「研究所」という。）は、次の品質管理に必要な体制の計画（以下「品質管理計画」という。）に定める要求事項に従って、保安活動の計画、実施、評価及び改善を行う。</p> <p><b>【品質管理計画】</b></p> <p>5. 経営責任者の責任</p> <p>5.1 経営責任者の原子力の安全のためのリーダーシップ</p> <p><u>経営責任者は、原子力の安全のためのリーダーシ</u></p>	<p>（添付書類八）</p> <p>8 変更後における原子炉施設の安全設計に関する説明書</p> <p>8-1 安全設計の方針</p> <p>8-1-3 安全機能の重要度分類</p> <p>原子炉施設の安全機能の重要度を「水冷却型試験研究用原子炉施設に関する安全設計審査指針」の「添付 水冷却型試験研究用原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する基本的な考え方」に基づき、かつ、低出力炉における重要度分類例を参考に、本原子炉施設の特徴を十分に踏まえて、次のように定め、これらの機能を果たすべき構築物、系統及び機器を適切に設計する。</p> <p>8-1-3-1 安全上の機能別重要度分類</p> <p>安全施設を、それが果たす安全機能の性質に応じて、次の2種類に分類する。</p> <p>(1) その機能の喪失により、原子炉施設を異常状態に陥れ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に過度の放射線被ばくを及ぼすおそれのあるもの（異常発生防止系、以下「PS」という。）。</p> <p>(2) 原子炉施設の異常状態において、この拡大を防止し、又はこれを速やかに収束せしめ、もって一般公衆ないし放射線業務従事者に及ぼすおそれのある過度の放射</p>	
--	-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

	<p><u>ップを發揮し、責任を持って品質マネジメントシステムを確立させ、実施させるとともに、その実効性を維持していることを、次に掲げる業務を行うこと</u> <u>によって実証する。</u>(以下、省略)</p> <p>S</p> <p>5.6 責任及び権限</p> <p><u>経営責任者は、部室等及び要員の責任及び権限並びに部室等相互間の業務の手順を定めさせ、関係する要員に責任を持って業務を遂行させる。</u></p> <p>8. 評価及び改善</p> <p>8.1 監視測定、分析、評価及び改善</p> <p>(1) <u>研究所は、監視測定、分析、評価及び改善に係るプロセスを計画し、実施する。</u></p> <p>(2) <u>研究所は、要員が本項(1)の監視測定の結果を利用できるようにする。</u></p>	<p>線被ばくを防止し、又は緩和する機能を有するもの(異常影響緩和系、以下「MS」という。))。</p> <p>また、PS 及び MS のそれぞれに属する構築物、系統及び機器を、それが有する安全機能の重要度に応じ、第 8-1-1 表に示すように、三つのクラスに分類する。</p> <p>上記に基づく本原子炉施設の安全上の機能別重要度分類を第 8-1-2 表及び第 8-1-3 表に示す。<u>各クラスに属する構築物、系統及び機器の基本設計ないし基本設計方針は、確立された設計、建設及び試験の技術並びに運転管理により、安全機能確保の観点から、次の各号に掲げる基本的目標を達成できるようにする。</u></p> <p>クラス 1 合理的に達成し得る最高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</p> <p><u>クラス 2 高度の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</u></p> <p><u>クラス 3 一般の産業施設と同等以上の信頼性を確保し、かつ、維持すること。</u></p> <p><u>なお、本原子炉施設にクラス 1 に属する安全施設はない。</u></p>	
--	---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------	--

下線は今回の説明のために追加した。

# 原子炉施設保安規定

令和 3 年 5 月 7 日

京都大学複合原子力科学研究所

# 目 次

## 京都大学複合原子力科学研究所原子炉施設保安規定

第1章 総則（第1条―第2条）	1
第2章 組織及び職務（第3条―第17条）	2
第3章 研究炉の取扱い	6
第1節 研究炉部の業務（第18条・第19条）	6
第2節 研究炉の運転前の処置（第20条・第21条）	7
第3節 研究炉用燃料要素等の取扱い（第22条―第28条）	8
第4節 研究炉の運転（第29条―第42条）	10
第5節 研究炉の運転終了及び運転終了後の処置（第43条―第45条）	15
第6節 研究炉の特性測定（第46条）	16
第7節 研究炉の運転の訓練（第47条）	17
第8節 研究炉の使用（第48条―第51条）	17
第4章 臨界装置の取扱い	18
第1節 臨界装置部の業務（第57条・第58条）	18
第2節 臨界装置の運転前の処置（第59条・第60条）	19
第3節 臨界装置用燃料要素等及び燃料集合体の取扱い （第61条―第68条）	20
第4節 臨界装置の運転（第69条―第82条）	23
第5節 臨界装置の運転終了及び運転終了後の処置（第83条―第85条）	26
第6節 臨界装置の特性測定等（第86条・第87条）	27
第7節 臨界装置の運転の訓練（第88条）	28
第8節 臨界装置の使用（第89条―第94条）	28
第5章 放射性廃棄物の廃棄（第95条―第102条の2）	30
第6章 放射線管理	34
第1節 放射線管理部の業務（第103条）	34
第2節 管理区域等の設定及び解除（第104条―第108条）	34
第3節 管理区域への立入り等（第109条―第114条）	36
第4節 被ばくの管理及び監視（第115条―第122条）	38
第5節 放射線管理用機器の点検等（第123条―第125条）	41
第6節 健康診断等（第126条―第129条）	41
第7章 教育訓練（第130条―第138条）	42
第8章 異常又は非常の場合の処置	44
第1節 緊急時の組織及び職務（第139条―第143条）	44
第2節 原子炉施設等において事故が発生した場合にとるべき処置 （第144条―第146条）	45
第3節 火災、地震等の場合にとるべき処置（第147条―第149条）	46
第4節 多量の放射性物質等を放出する事故が発生した場合にとるべき処置 （第149条の2―第149条の3）	47

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、改造等及び保守業務	48
第1節 施設管理(第150条―第150条の7)	48
第2節 定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価 (第151条―155条)	50
第3節 改造等及び保守業務(第156条―第158条の2)	51
第10章 品質マネジメントシステム(第159条―第166条)	52
第11章 保安に関する記録(第167条)	57
附 則	58
別表第1 研究炉に関する主要な核的及び熱的制限値	61
別表第2 臨界装置に関する主要な核的及び熱的制限値	62
別表第2の2 臨界装置に関する炉心配置その他の制限	63
別表第3 研究炉燃料要素の貯蔵場所	63
別表第4 研究炉のスクラム条件	64
別表第5 研究炉の一せい挿入条件	64
別表第6 研究炉の警報作動条件	65
別表第7 臨界装置のスクラム条件	66
別表第8 臨界装置の一せい挿入条件	66
別表第9 臨界装置の警報作動条件	67
別表第10 (削除)	68
別表第11 研究炉においてスクラムが作動したときの確認又は点検内容	68
別表第12 研究炉において一せい挿入が作動し 原子炉が停止したときの確認又は点検内容	68
別表第13 臨界装置においてスクラムが作動したときの確認又は点検内容	69
別表第14 臨界装置において一せい挿入が作動し 原子炉が停止したときの確認又は点検内容	69
別表第15 研究炉に関する報告除外の事項	70
別表第15の2 研究炉に係る機器	71
別表第16 臨界装置に関する報告除外の事項	73
別表第16の2 臨界装置に係る機器	74
別表第16の3 放射性廃棄物の廃棄に係る機器	75
別表第16の4 放射性気体廃棄物及び放射性液体廃棄物の放出物質濃度の測定	75
別表第17 放射線管理用機器	76
別表第17の2 管理区域等における線量率等の測定	76
別表第18 放射線業務従事者としての認定に必要な教育訓練	77
別表第19 研究炉部運転班員及び臨界装置運転員に対する教育訓練	78
別表第20 部員及び室員に対する教育訓練実施計画の基準	79
別表第21 品質マネジメントシステムに係る教育	79
別表第22 (削除)	80
別表第23 (削除)	80
別表第24 (削除)	80
別表第25 施設管理に係る記録	81
別表第26 研究炉の運転及び点検の記録	82
別表第27 臨界装置の運転及び点検の記録	83

別表第 2 8	核燃料物質の記録	84
別表第 2 9	重水の記録	84
別表第 3 0	研究炉に関する放射線管理の記録	85
別表第 3 1	臨界装置に関する放射線管理の記録	87
別表第 3 2	(削除)	88
別表第 3 3	原子炉施設における使用記録	88
別表第 3 4	原子炉施設の事故記録	88
別表第 3 5	気象記録	89
別表第 3 6	保安教育の記録	89
別表第 3 7	定期的な評価記録	89
別表第 3 8	品質マネジメント文書及び品質マネジメントシステムに従った計 画、実施、評価及び改善状況の記録	90
別図第 1	保安活動及び品質マネジメントシステムに係る組織	91
別図第 2	管理区域の位置	92
別図第 3	～別図第 8 - 2 管理区域の設定範囲	93
		~100
別図第 9	保全区域	101
別図第 1 0	周辺監視区域	102



- 4 検査小委員会は、検査要領書に従い検査を実施し、検査成績書を取りまとめ、当該主任技術者の確認を得た上で、検査の結果を所長に報告しなければならない。
- 5 第1項の設置又は工事を行った部室長は、炉規則第3条の4に定めた使用前確認を要しない場合を除き、使用前確認を受けなければ当該施設を使用してはならない。ただし、原子炉施設の一部が滅失し、若しくは損壊した場合又は災害その他非常の場合において、やむを得ない一時的な工事として設置又は工事をするときは、この限りでない。

## 第2節 定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価

(原子炉施設の定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価の実施に係る措置)

**第151条** 所長は、炉規則第14条の2及び第9条の2に基づき、次の各号に掲げるところにより、原子炉施設に係る定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価を安全管理本部長に行わせなければならない。なお、実施内容等については、次条で定める施設定期評価実施計画及び経年劣化技術的評価実施計画に従い行うものとする。

### (1) 保安活動に関する評価

イ 原子炉施設における保安活動の実施の状況の評価について、平成17年2月1日までにを行い、評価後、10年を超えない期間毎に再評価を行うこと。

ロ 原子炉施設における保安活動への最新の技術的知見の反映状況の評価について、平成17年2月1日までにを行い、評価後、10年を超えない期間毎に再評価を行うこと。

### (2) 経年劣化に関する評価

イ 平成17年2月1日までに経年劣化に関する技術的な評価を行い、その評価結果に基づき、10年間に実施すべき当該原子炉施設についての施設管理に関する方針（以下「長期施設管理方針」という。）を策定すること。

ロ イの評価及び方針について、10年を超えない期間毎に再評価を行い、この再評価の結果に基づき、次の長期施設管理方針を策定すること。

ハ イ及びロの評価を行うために設定した条件又は評価方法を変更する場合は、当該評価の見直しを行い、その結果に基づき、長期施設管理方針を変更しなければならない。

- 2 安全管理本部長は、前項の評価に係る業務を品質管理室長に実施させる。

(施設定期評価実施計画及び経年劣化技術的評価実施計画)

**第152条** 安全管理本部長は、前条第1項の評価を行う前に、施設定期評価実施計画及び経年劣化技術的評価実施計画を策定し、所長の承認を得なければならない。これを変更する場合においても同様とする。

- 2 安全管理本部長は、前項の実施計画を策定する場合に、当該主任技術者の承認を得なければならない。

(評価結果の報告)

**第153条** 安全管理本部長は、第151条第1項各号の評価の結果を所長に報告し、承認を得なければならない。

- 2 安全管理本部長は、前項の報告をしようとする場合に、当該主任技術者の承認を得なければならない。

(保安活動に関する評価の結果の反映)

第154条 所長は、第151条第1項第1号の保安活動に関する評価の結果を受け、改善を必要と認めた場合には、改善を行わなければならない。

- 2 安全管理本部長は、前項の改善を行う前に、改善計画を策定し、所長の承認を得なければならない。
- 3 安全管理本部長は、前項の改善計画の策定に際し、当該主任技術者の承認を得なければならない。これを変更する場合においても同様とする。
- 4 所長は第2項の改善計画が策定された場合は、学長に報告しなければならない。これを変更した場合においても同様とする。
- 5 各部長は、第2項の改善計画に基づいて、改善を実施しなければならない。

(経年劣化に関する評価に伴う長期施設管理方針)

第155条 所長は、第151条第1項第2号の経年劣化に関する評価の結果に基づき策定された評価後10年間の長期施設管理方針に従い施設管理を実施しなければならない。

- 2 所長は、評価後10年間の長期施設管理方針について変更が必要となった場合、原子炉施設の安全上問題のないことを条件に長期施設管理方針を変更できるものとする。この場合、当該主任技術者の承認を得なければならない。
- 3 所長は第1項の長期施設管理方針が策定された場合は、学長に報告しなければならない。これを変更した場合においても同様とする。
- 4 各部長は、第1項の長期施設管理方針に基づいて、原子炉施設の保全のための措置を実施しなければならない。

### 第3節 改造等及び保守業務

(改造等の計画)

第156条 研究炉主任技術者及び臨界装置主任技術者は、当該原子炉施設の機能若しくは性能を変更することを前提とした改造又は変更（以下「改造等」という。）の必要を認めたときは、その旨を、所長に申し出なければならない。

- 2 各部長は、当該部の業務に係る原子炉施設の改造等の必要を認めたとき又は前項の申出に基づき所長から指示があったときは、その計画書を作成し、当該主任技術者の承認を得て、所長に提出しなければならない。
- 3 所長は、前項の計画書を承認するに当たっては、安全性の検討、原子炉設置承認条件を満たすことの確認及び設計及び工事の計画に係る承認申請手続きの必要性の有無について、安全委員会の意見を聴かななければならない。ただし、所長が保安上特に問題がないと認めた場合はこの限りではない。

## KUR 施設定期評価実施計画

複合原子力科学研究所

2023 年 7 月改定

所長 承認	研究炉主任技術者 承認	安全管理本部長 策定	品質管理室 作成

## 目次

1. 対象施設-----	1
2. 実施時期-----	1
3. 調査及び評価内容 -----	1
3.1 調査の内容 -----	2
3.2 評価項目 -----	3
3.3 改善計画の策定 -----	4
3.4 定期安全レビューの結果の記録 -----	4
3.5 定期安全レビューの結果の公表 -----	4
4. 実施体制-----	4
5. 実施工程-----	5

原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)第151条に従い、研究用原子炉(KUR)について、原子炉施設の定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価(以下合わせて「定期安全レビュー」という。)を実施するにあたり、保安規定第152条に従い施設定期評価実施計画及び経年劣化技術的評価実施計画を以下の通り定める。

### 1. 対象施設

研究用原子炉(KUR)及びその附属施設(以下「KUR」という。)を対象とする。

### 2. 実施時期

前回の施設定期評価実施報告書(対象期間：平成16年4月1日から平成25年11月30日)は平成25年12月13日付で作成されているため、今回の評価の実施時期は以下のとおりとする。

#### (1) 保安活動に関する評価

令和5年(2023年)4月～8月 ※11月30日までの予定も含む

(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)

#### (2) 経年劣化に関する評価

令和5年(2023年)4月～8月 ※11月30日までの予定も含む

(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)

また、この評価の結果に基づき次の長期施設管理方針を策定する。

### 3. 調査及び評価内容

以下の調査を実施する。

- (1) 敷地特性
- (2) 構築物、系統及び機器に関する最新状態
- (3) 保安のための管理体制及び管理事項の最新状態
- (4) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
- (5) 施設の経年劣化の状況

2. に定める対象期間における(1)～(5)を調査する。

この調査により、(1)～(5)について前回の調査から変更があったことを確認した場合には、KURへの影響を明らかにするための評価を実施する。

評価に当たっては、2. の時点における周辺状況や施設状況の変化を踏まえても、運転時の異常な過渡変化、設計基準事故及び多量の放射性物質等を放出する事故に対処するために必要な安全対策に見直しの必要がないかといった観点に着目して行う。

評価の結果、当該安全対策に見直しの必要が明らかになった場合には、設備改造、運用

手順の改善その他必要な対策を検討する。

また、法令に基づき承認を受けた事項以外の対策であって、事故の発生防止等に資する設備、運用等に係るものを講じた場合は、これを明らかにし、当該対策の概要並びに運用方針及びその期待される効果を評価する。

### 3. 1 調査の内容

#### (1) 敷地特性

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設置変更承認申請書及び添付書類の記載内容を基本とする。(気象、地盤、水理、地震、津波、火山、外部火災、施設の安全設計上考慮すべき社会環境等に係る項目)</li> <li>● 2. の実施時期における変更点の有無と変更内容を調査する。</li> <li>● 調査手法は、直近の設置変更承認で適用した手法を用いる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 前回の調査から変更がある場合、その変更点を記録する。</li> <li>● 記録に際し、調査方法と調査範囲を明確にするとともに、変更ありとした事由や根拠等も含める。</li> </ul>

#### (2) 構築物、系統及び機器に関する最新状態

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設置変更承認申請書及び添付書類の記載内容、並びに設工認の内容を基本とする。</li> <li>● 2. の実施時期における最新の施設の状態を調査する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 調査結果は容易に検索可能なように整理し記録する。</li> <li>● 整理に際し、改造工事の履歴を基に施設の最新状態を把握するための記録を活用する。(設置変更承認申請書及び添付書類、設工認申請書及び添付書類、計算書、系統図等の図面を含む工事完成図書等)</li> </ul>

#### (3) 保安のための管理体制及び管理事項の最新状態

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 保安規定の記載事項及びその運用実績を対象とする。</li> <li>● 2. の実施時期における最新の管理体制と管理事項を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 前回の確認結果から変更がある場合、その変更点を記録する。</li> <li>● 記録に際し、変更となった事由及び根拠等も含める。</li> </ul>

## (4) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 以下の例に挙げる最新の科学的知見及び技術的知見を収集する。</li> <li>✓ 安全性の確保に資すると判断される国内外から得られた研究成果</li> <li>✓ 運転経験から得られた教訓、基準</li> <li>✓ 学会情報</li> <li>✓ その他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 前回の調査から新たに取り入れた知見を記録する。</li> <li>● 記録に際し、取り入れた判断の根拠も含める。</li> </ul>

## (5) 施設の経年劣化の状況

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 施設の特性に応じて、調査すべき経年劣化事象を選定する。</li> <li>● 選定した経年劣化事象に対し、2. の対象期間における保守点検の内容や補修・交換の実績調査を行う。</li> <li>● 経年劣化事象を分析し、現状の保全内容が適切か調査する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 実績調査及び分析結果を記録する。</li> </ul>

## 3. 2 評価項目

3. 1 の調査の結果、前回の定期安全レビューから変更点があった場合には、必要に応じて、当該変更点に係る影響を明らかにするための評価を行う。

この評価の結果、設置変更承認申請書及びその添付書類、設工認の承認申請書及びその添付書類、保安規定その他の法令に基づき承認等を受けた事項に関し変更の必要がある場合には、定期安全レビューの結果を踏まえ、速やかに施設の設置、取替、改造、修理、施設の運用等の変更について、承認等の手続を実施する。

また特に、保安のための管理体制及び管理事項については、2. の対象期間における組織的な変更（部室等の統廃合、人員配置の見直し、技術継承を含む教育訓練体制の見直し等）の結果生じた影響について評価し、当該評価結果を踏まえ、今後の保安活動を適切に実施するための方針を検討する。

経年劣化に関する技術評価については、評価の結果、新たに考慮すべき経年劣化事象が明らかになった場合には、当該事象も考慮して施設の健全性を評価し、今後10年間において当該施設が技術上の基準に適合する見通しを明らかにする。

経年劣化に関する技術的な評価の結果については、今後10年間において施設の保全

のために必要な措置を明らかにし、保安規定第155条に従い KUR 長期施設管理方針（本-計画-009）を策定し実施することとする。

特に、当該期間に施設が技術上の基準に適合しないおそれが見込まれる場合には、従前実施してきた保全のために必要な措置に加え、新たに当該期間に実施すべき措置も含めた長期施設管理方針を策定し実施する。

### 3. 3 改善計画の策定

3. 2 で実施した評価結果を踏まえ、現状の KUR の保全活動の不足が明らかになり改善を必要とする場合は、保安規定第154条に従い、その改善計画を策定し実施する。

### 3. 4 定期安全レビューの結果の記録

3. 1 の調査の結果及び3. 2 の評価の結果については保安規定別表第25及び別表第37に従い記録及び保存するとともに、保安規定第153条に従い報告する。3. 3 の改善計画については、文書記録管理台帳（品-要領-006）に登録された KUR 改善計画（本-計画-003）として記録及び保存する。

### 3. 5 定期安全レビューの結果の公表

定期安全レビューの結果については複合原子力科学研究所ホームページで公表する。

## 4. 実施体制

実施プロセス及び担当者を表1に示す。

表1 実施プロセス及び担当者

プロセス	担当者	備考
評価計画の策定	安全管理本部長	(保安規定第152条)
評価計画の承認	研究炉主任技術者 所長	(保安規定第152条)
評価の実施 (評価結果に基づく長期施設管理方針の策定含む)	品質管理室長 ・中央管理室 ・核燃料管理室 ・品質管理室 ・研究炉部 ・実験設備管理部 ・放射線管理部 ・放射性廃棄物処理部 ・事務管理部	3.調査及び評価内容 3.1 調査の内容 3.2 評価項目 (保安規定第151条) (保安規定第155条)



評価結果を所長に報告	安全管理本部長	(保安規定第 153 条)
評価結果の承認	研究炉主任技術者 所長	(保安規定第 153 条)
評価結果の記録の保存	品質管理室	3.4 定期安全レビューの結果の記録
評価結果の公表	所長	3.5 定期安全レビューの結果の公表
評価結果の反映(改善)*	所長	(保安規定第 154 条)
改善計画の策定*	安全管理本部長	3.3 改善計画の策定 (保安規定第 154 条)
改善計画の承認*	研究炉主任技術者 所長	(保安規定第 154 条)
改善計画を学長に報告*	所長	(保安規定第 154 条)
改善の実施*	各部室長	(保安規定第 154 条)

\*改善が必要と認めた場合

## 5. 実施工程

主な実施工程を表 2 に示す。

表2 実施工程

作業項目		2023年						備考
		2月	3月	4月	5月	6月	7月	
KUR施設 定期評価 実施計画	計画書策 定、改定	△2/20 安委 ●炉 ●所	○3/20 安委				改定 △7/24 安委 ●炉 ●所	
評価	調査			□				3.1
	評価			□				3.2
	記録						□	3.4
KUR施設 定期評価 実施報告 書	評価結果 報告書						△8/3 ○8/21 安委(臨時) 安委 ○●所 ●炉	
	長期施設 管理方針 (施設管 理実施計 画管理 表)策定						△8/3 ○8/21 安委(臨時) 安委 ○●所 ○学 ●炉	
改善計画	改善計画 の策定 (必要と 認めた場 合)						△8/3 ○8/21 安委(臨時) 安委 ○●所 ○学 ●炉	3.3
公表	H.P.掲載							3.5

△審議、●承認、○報告、□実施

安委：原子炉安全委員会、炉：研究炉主任技術者、所：所長、学：学長

## KUCA 施設定期評価実施計画

複合原子力科学研究所

2023 年 7 月改定

所長 承認	臨界装置主任技術者 承認	安全管理本部長 策定	品質管理室 作成

## 目次

1. 対象施設-----	1
2. 実施時期-----	1
3. 調査及び評価内容 -----	1
3.1 調査の内容 -----	2
3.2 評価項目 -----	3
3.3 改善計画の策定 -----	4
3.4 定期安全レビューの結果の記録 -----	4
3.5 定期安全レビューの結果の公表 -----	4
4. 実施体制-----	4
5. 実施工程-----	5

原子炉施設保安規定(以下「保安規定」という。)第151条に従い、臨界実験装置(KUCA)について、原子炉施設の定期的な評価及び経年劣化に関する技術的な評価(以下合わせて「定期安全レビュー」という。)を実施するにあたり、保安規定第152条に従い施設定期評価実施計画及び経年劣化技術的評価実施計画を以下の通り定める。

### 1. 対象施設

臨界実験装置(KUCA)及びその附属施設(以下「KUCA」という。)を対象とする。

### 2. 実施時期

前回の施設定期評価実施報告書(対象期間：平成16年4月1日から平成25年11月30日)は平成25年12月13日付で作成されているため、今回の評価の実施時期は以下のとおりとする。

#### (1) 保安活動に関する評価

令和5年(2023年)4月～8月 ※11月30日までの予定も含む

(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)

#### (2) 経年劣化に関する評価

令和5年(2023年)4月～8月 ※11月30日までの予定も含む

(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)

また、この評価の結果に基づき次の長期施設管理方針を策定する。

### 3. 調査及び評価内容

以下の調査を実施する。

- (1) 敷地特性
- (2) 構築物、系統及び機器に関する最新状態
- (3) 保安のための管理体制及び管理事項の最新状態
- (4) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見
- (5) 施設の経年劣化の状況

2. に定める対象期間における(1)～(5)を調査する。

この調査により、(1)～(5)について前回の調査から変更があったことを確認した場合には、KUCAへの影響を明らかにするための評価を実施する。

評価に当たっては、2. の時点における周辺状況や施設状況の変化を踏まえても、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対処するために必要な安全対策に見直しの必要がないかといった観点に着目して行う。

評価の結果、当該安全対策に見直しの必要が明らかになった場合には、設備改造、運用

手順の改善その他必要な対策を検討する。

また、法令に基づき承認を受けた事項以外の対策であって、事故の発生防止等に資する設備、運用等に係るものを講じた場合は、これを明らかにし、当該対策の概要並びに運用方針及びその期待される効果を評価する。

### 3. 1 調査の内容

#### (1) 敷地特性

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設置変更承認申請書及び添付書類の記載内容を基本とする。(気象、地盤、水理、地震、津波、火山、外部火災、施設の安全設計上考慮すべき社会環境等に係る項目)</li> <li>● 2. の実施時期における変更点の有無と変更内容を調査する。</li> <li>● 調査手法は、直近の設置変更承認で適用した手法を用いる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 前回の調査から変更がある場合、その変更点を記録する。</li> <li>● 記録に際し、調査方法と調査範囲を明確にするとともに、変更ありとした事由や根拠等も含める。</li> </ul>

#### (2) 構築物、系統及び機器に関する最新状態

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 設置変更承認申請書及び添付書類の記載内容、並びに設工認の内容を基本とする。</li> <li>● 2. の実施時期における最新の施設の状態を調査する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 調査結果は容易に検索可能なように整理し記録する。</li> <li>● 整理に際し、改造工事の履歴を基に施設の最新状態を把握するための記録を活用する。(設置変更承認申請書及び添付書類、設工認申請書及び添付書類、計算書、系統図等の図面を含む工事完成図書等)</li> </ul>

#### (3) 保安のための管理体制及び管理事項の最新状態

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 保安規定の記載事項及びその運用実績を対象とする。</li> <li>● 2. の実施時期における最新の管理体制と管理事項を確認する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 前回の確認結果から変更がある場合、その変更点を記録する。</li> <li>● 記録に際し、変更となった事由及び根拠等も含める。</li> </ul>

## (4) 国内外の最新の科学的知見及び技術的知見

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 以下の例に挙げる最新の科学的知見及び技術的知見を収集する。</li> <li>✓ 安全性の確保に資すると判断される国内外から得られた研究成果</li> <li>✓ 運転経験から得られた教訓、基準</li> <li>✓ 学会情報</li> <li>✓ その他</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 前回の調査から新たに取り入れた知見を記録する。</li> <li>● 記録に際し、取り入れた判断の根拠も含める。</li> </ul>

## (5) 施設の経年劣化の状況

調査内容及び方法	結果の記録
<ul style="list-style-type: none"> <li>● 施設の特성에応じて、調査すべき経年劣化事象を選定する。</li> <li>● 選定した経年劣化事象に対し、2. の対象期間における保守点検の内容や補修・交換の実績調査を行う。</li> <li>● 経年劣化事象を分析し、現状の保全内容が適切か調査する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>● 実績調査及び分析結果を記録する。</li> </ul>

## 3. 2 評価項目

3. 1 の調査の結果、前回の定期安全レビューから変更点があった場合には、必要に応じて、当該変更点に係る影響を明らかにするための評価を行う。

この評価の結果、設置変更承認申請書及びその添付書類、設工認の承認申請書及びその添付書類、保安規定その他の法令に基づき承認等を受けた事項に関し変更の必要がある場合には、定期安全レビューの結果を踏まえ、速やかに施設の設置、取替、改造、修理、施設の運用等の変更について、承認等の手続を実施する。

また特に、保安のための管理体制及び管理事項については、2. の対象期間における組織的な変更（部室等の統廃合、人員配置の見直し、技術継承を含む教育訓練体制の見直し等）の結果生じた影響について評価し、当該評価結果を踏まえ、今後の保安活動を適切に実施するための方針を検討する。

経年劣化に関する技術評価については、評価の結果、新たに考慮すべき経年劣化事象が明らかになった場合には、当該事象も考慮して施設の健全性を評価し、今後10年間において当該施設が技術上の基準に適合する見通しを明らかにする。

経年劣化に関する技術的な評価の結果については、今後10年間において施設の保全

のために必要な措置を明らかにし、保安規定第155条に従い KUCA 長期施設管理方針（本-計画-010）を策定し実施することとする。

特に、当該期間に施設が技術上の基準に適合しないおそれが見込まれる場合には、従前実施してきた保全のために必要な措置に加え、新たに当該期間に実施すべき措置も含めた長期施設管理方針を策定し実施する。

### 3. 3 改善計画の策定

3. 2 で実施した評価結果を踏まえ、現状の KUCA の保全活動の不足が明らかになり改善を必要とする場合は、保安規定第154条に従い、その改善計画を策定し実施する。

### 3. 4 定期安全レビューの結果の記録

3. 1 の調査の結果及び3. 2 の評価の結果については保安規定別表第25及び別表第37に従い記録及び保存するとともに、保安規定第153条に従い報告する。3. 3 の改善計画については、文書記録管理台帳（品-要領-006）に登録された KUCA 改善計画（本-計画-004）として記録及び保存する。

### 3. 5 定期安全レビューの結果の公表

定期安全レビューの結果については複合原子力科学研究所ホームページで公表する。

## 4. 実施体制

実施プロセス及び担当者を表1に示す。

表1 実施プロセス及び担当者

プロセス	担当者	備考
評価計画の策定	安全管理本部長	(保安規定第152条)
評価計画の承認	臨界装置主任技術者 所長	(保安規定第152条)
評価の実施 (評価結果に基づく長期施設管理方針の策定含む)	品質管理室長 ・中央管理室 ・核燃料管理室 ・品質管理室 ・臨界装置部 ・放射線管理部 ・放射性廃棄物処理部 ・事務管理部	3.調査及び評価内容 3.1 調査の内容 3.2 評価項目 (保安規定第151条) (保安規定第155条)
評価結果を所長に報告	安全管理本部長	(保安規定第153条)



評価結果の承認	臨界装置主任技術者 所長	(保安規定第 153 条)
評価結果の記録の保存	品質管理室	3.4 定期安全レビューの結果の記録
評価結果の公表	所長	3.5 定期安全レビューの結果の公表
評価結果の反映(改善)*	所長	(保安規定第 154 条)
改善計画の策定*	安全管理本部長	3.3 改善計画の策定 (保安規定第 154 条)
改善計画の承認*	臨界装置主任技術者 所長	(保安規定第 154 条)
改善計画を学長に報告*	所長	(保安規定第 154 条)
改善の実施*	各部室長	(保安規定第 154 条)

\*改善が必要と認めた場合

## 5. 実施工程

主な実施工程を表 2 に示す

表2 実施工程

作業項目		2023年						備考
		2月	3月	4月	5月	6月	7月	
KUR施設 定期評価 実施計画	計画書策 定、改定	△2/20 安委 ●炉 ●所	○3/20 安委				改定 △7/24 安委 ●炉 ●所	
評価	調査			□				3.1
	評価			□				3.2
	記録						□	3.4
KUR施設 定期評価 実施報告 書	評価結果 報告書						△8/3 ○8/21 安委(臨時) 安委 ○●所 ●炉	
	長期施設 管理方針 (施設管 理実施計 画管理 表)策定						△8/3 ○8/21 安委(臨時) 安委 ○●所 ○学 ●炉	
改善計画	改善計画 の策定 (必要と 認めた場 合)						△8/3 ○8/21 安委(臨時) 安委 ○●所 ○学 ●炉	3.3
公表	H.P.掲載							3.5

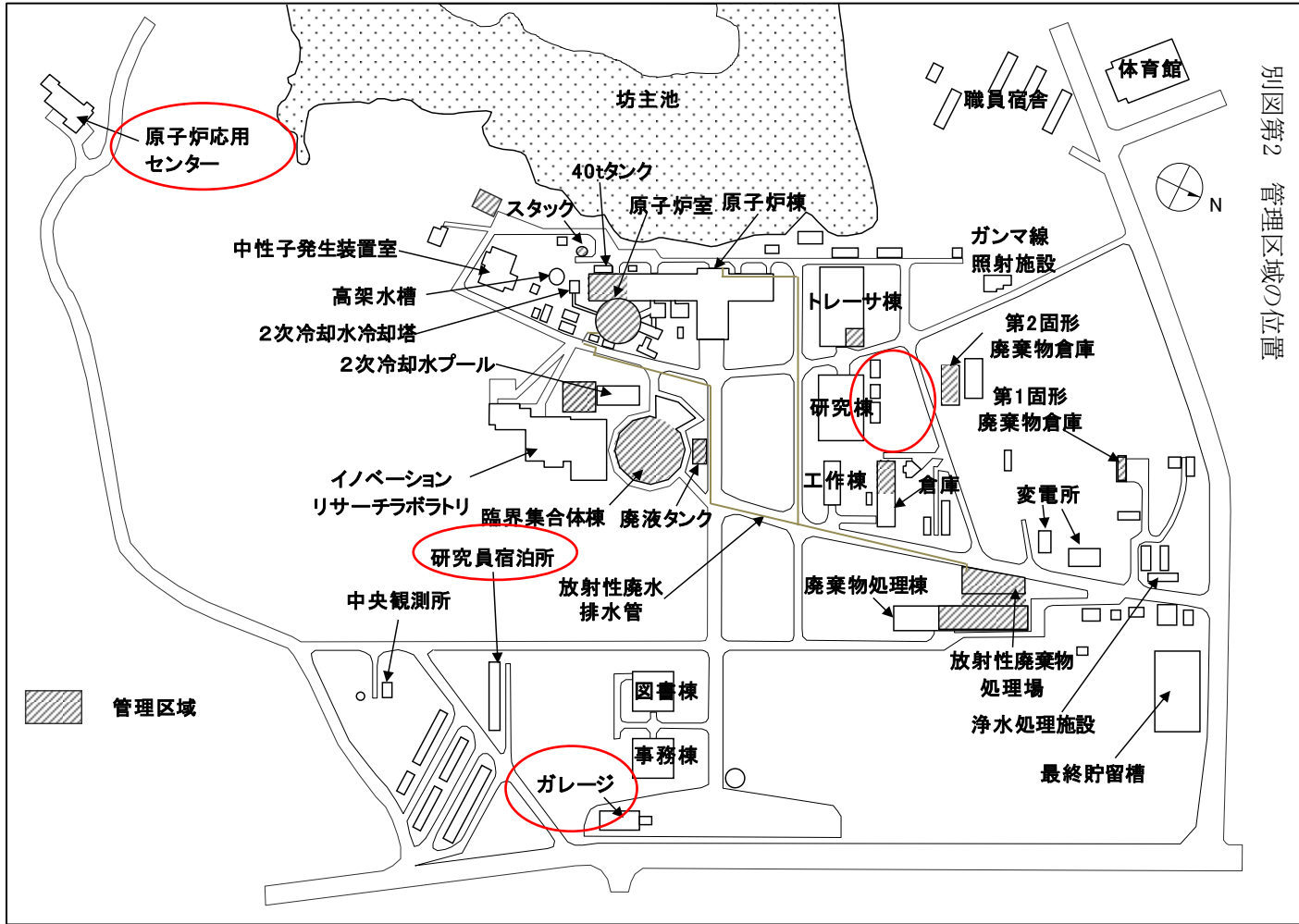
△審議、●承認、○報告、□実施

安委：原子炉安全委員会、炉：臨界装置主任技術者、所：所長、学：学長

変更前 / 変更後

変更内容

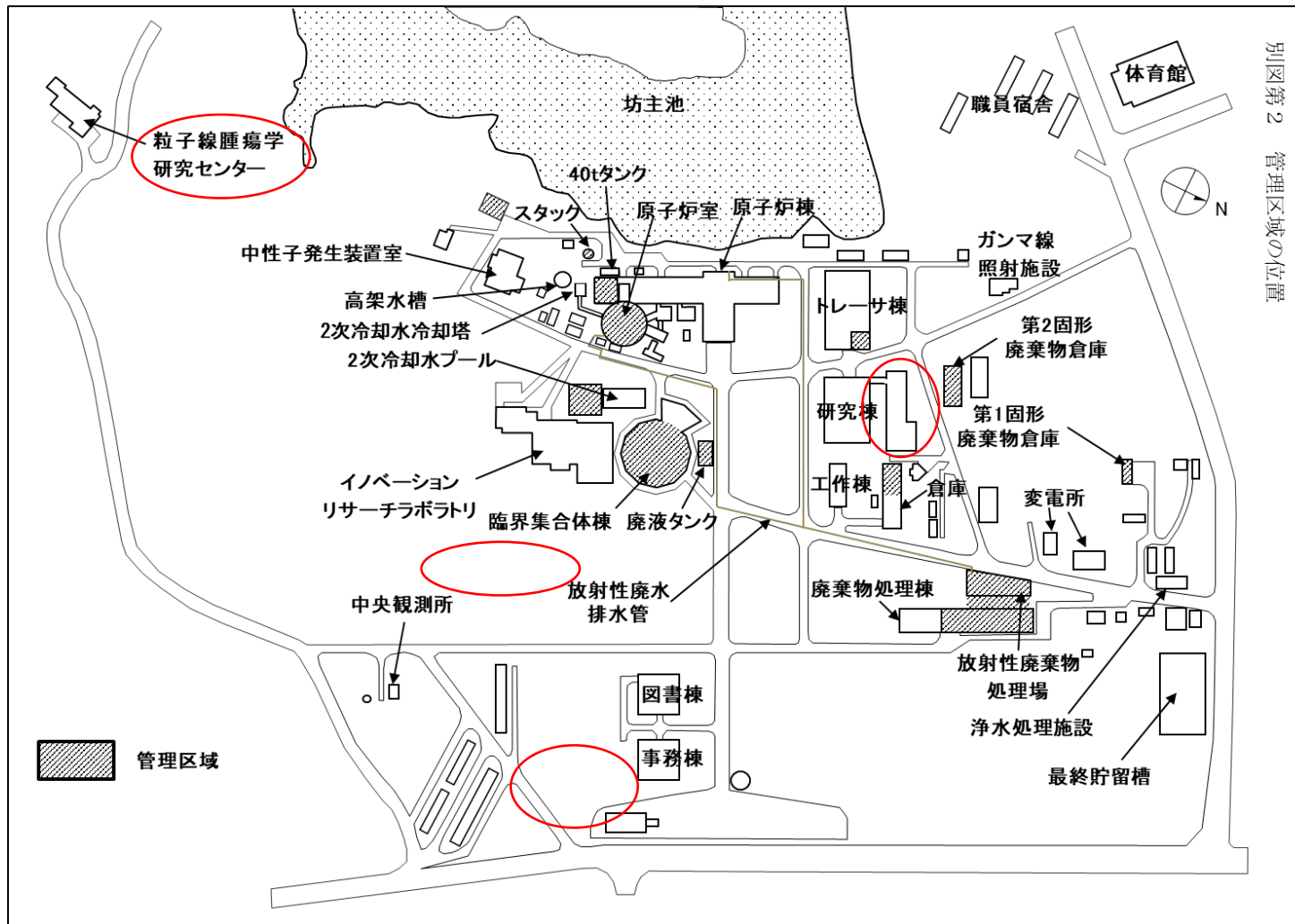
別図第2 管理区域の位置



変更前

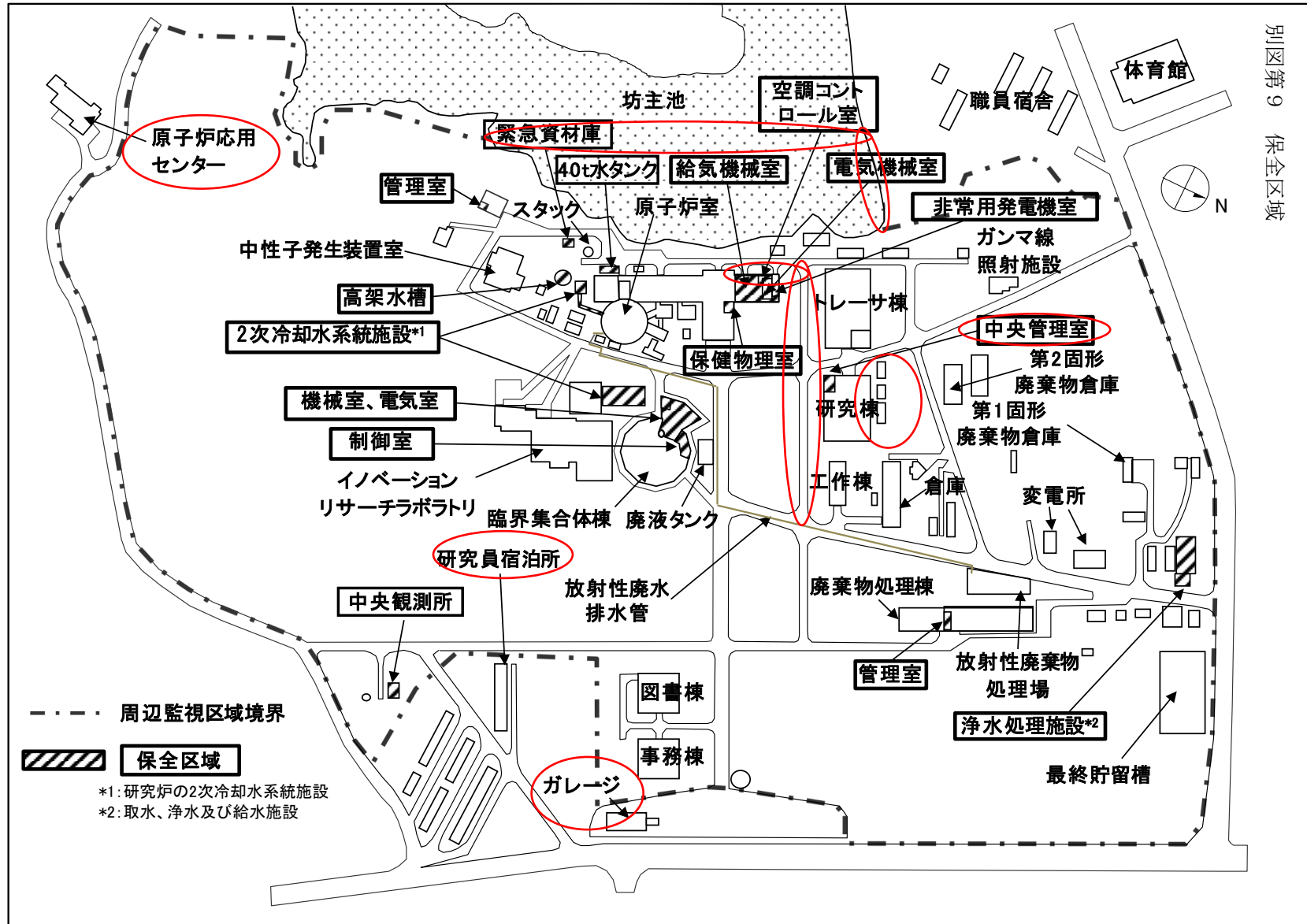
図面の修正  
(建物の追加、削除等)

別図第2 管理区域の位置



変更後

別図第9 保全区域



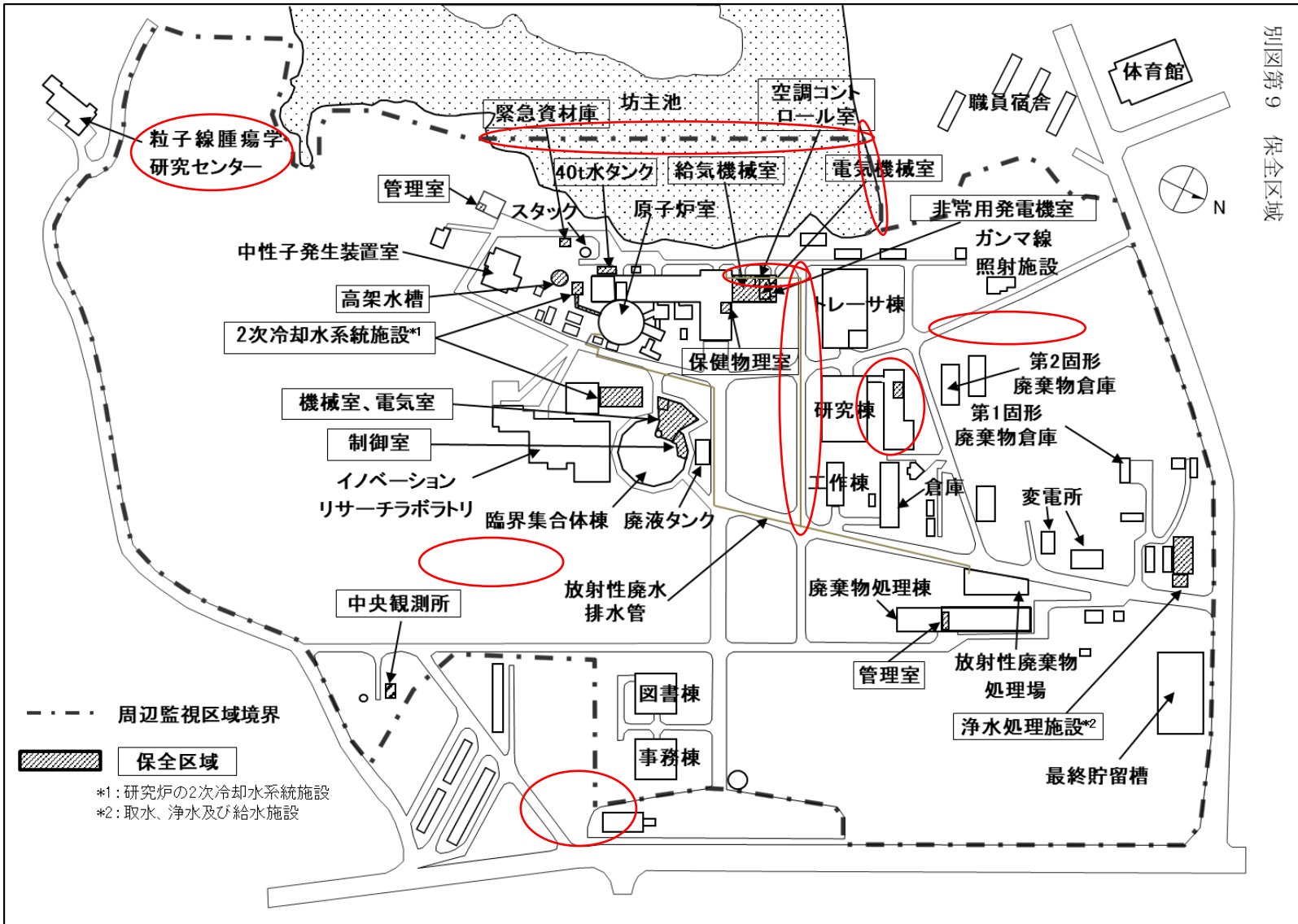
\*1: 研究炉の2次冷却水系統施設  
\*2: 取水、浄水及び給水施設

変更前

別図第9 保全区域

図面の修正  
(建物の追加、削除等)

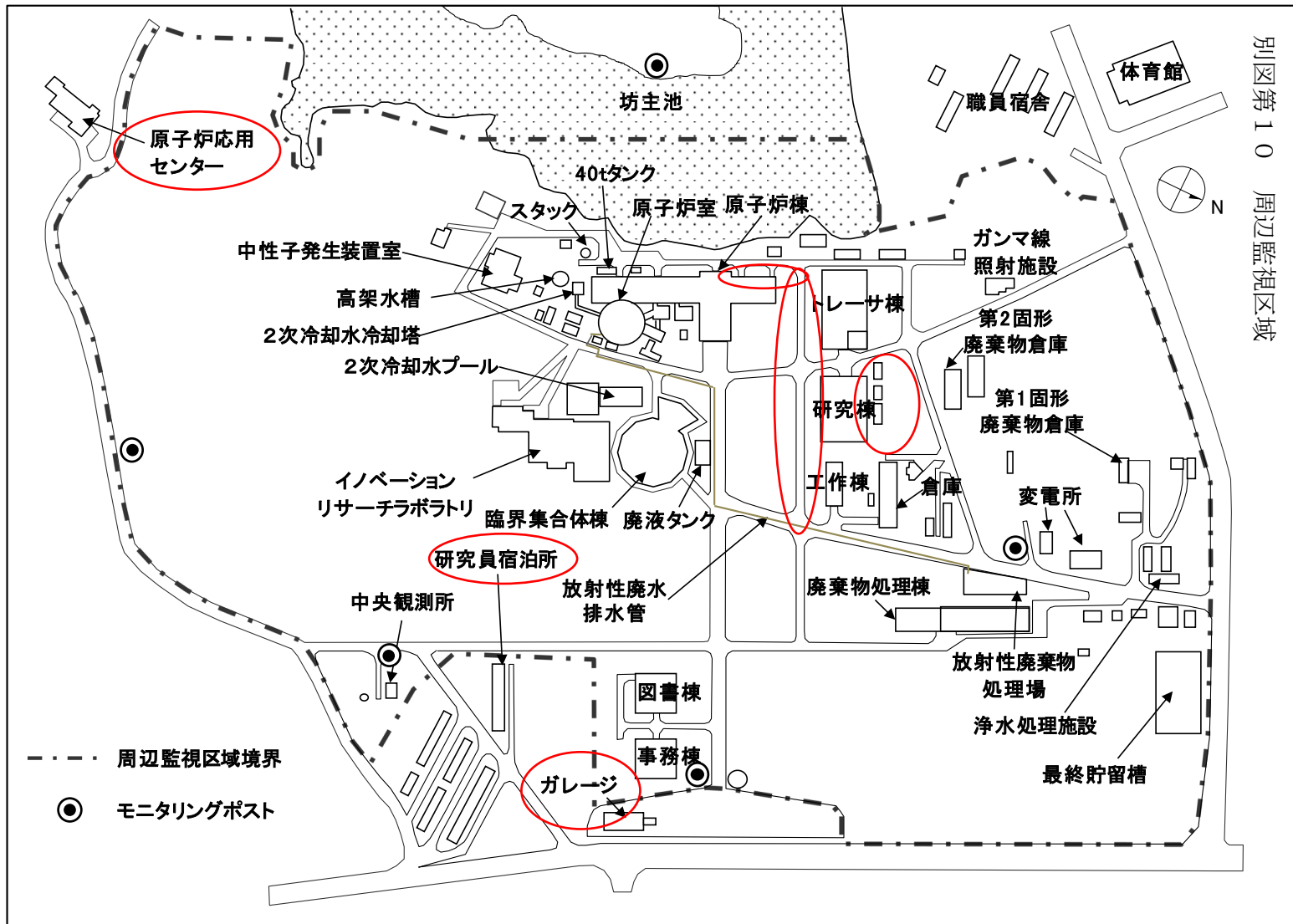
別図第9 保全区域



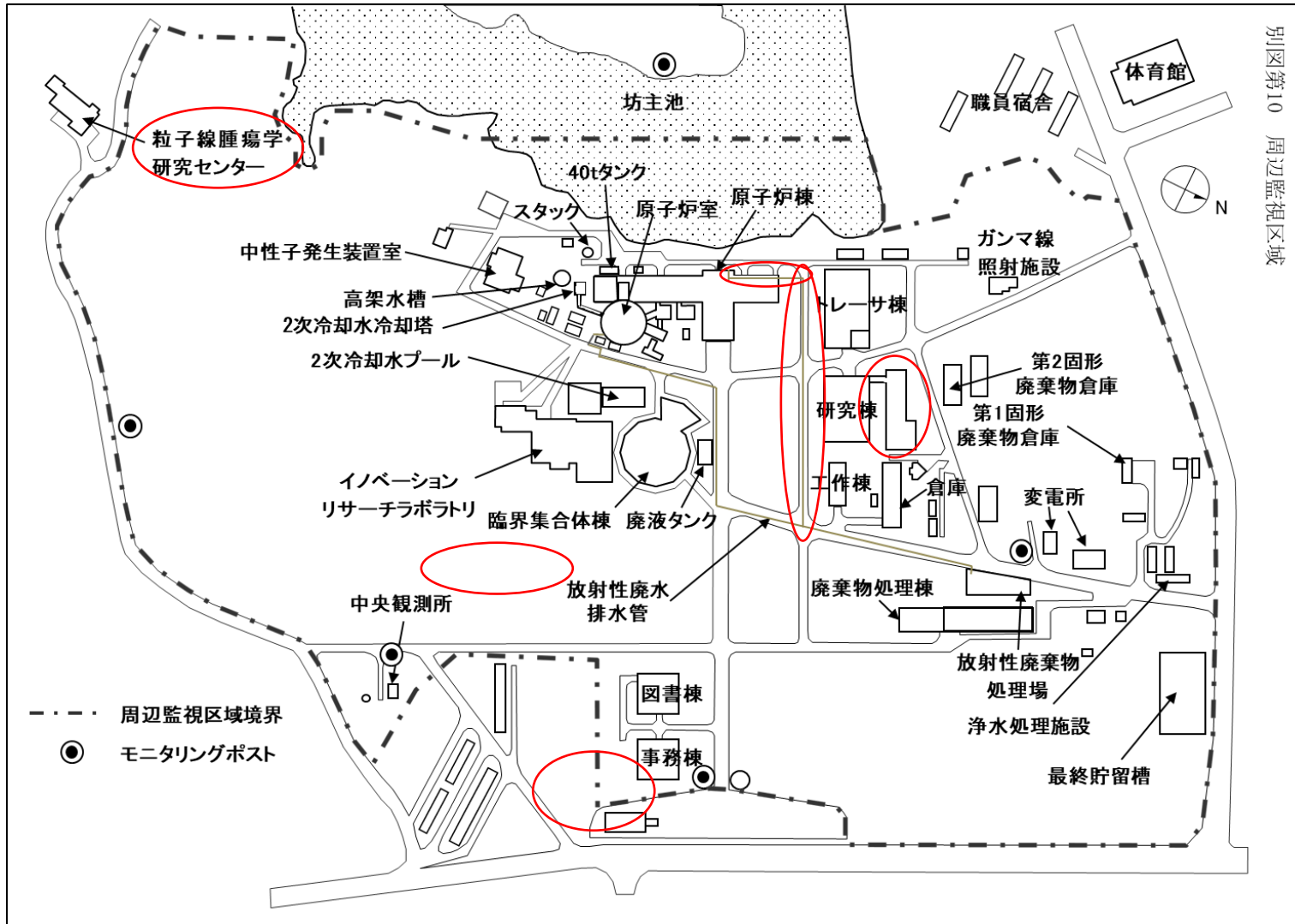
別図第9 保全区域

変更後

別図第10 周辺監視区域



別図第10 周辺監視区域





## KUR 長期施設管理方針の補足説明

原子炉施設保安規定には KUR 長期施設管理方針として以下のように記載した。

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。

(補足説明)

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という意味であって、10 年を超えない期間に調査の実施計画のみを策定し、調査自体を前回調査から 10 年以上経過して行うことはないことを注釈する。

# 京都大学原子炉施設保安規定の 変更申請について

京都大学複合原子力科学研究所

2023年9月21日

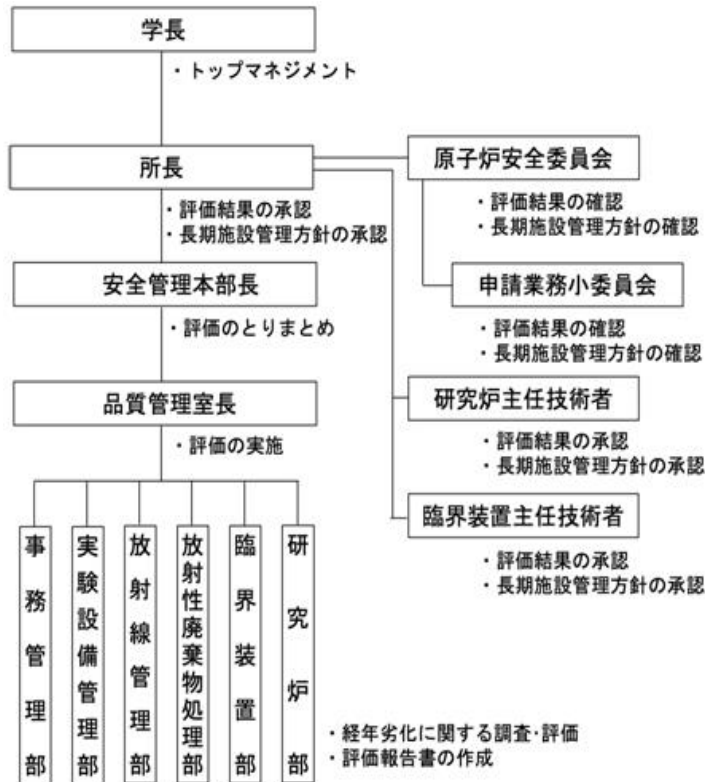
1

## 保安規定変更申請の概要

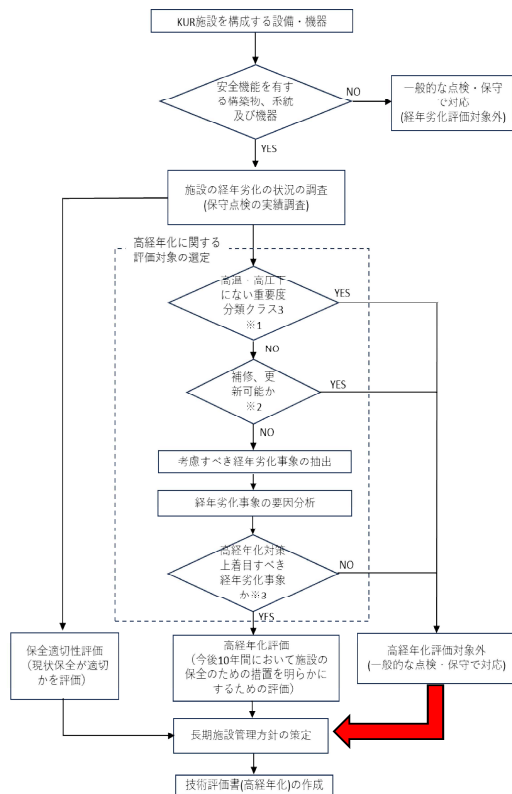
- 申請概要
  - 京都大学原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という）に、研究用原子炉（KUR）、臨界実験装置（KUCA）の長期施設管理方針を追加する。
  - 炉規則の改正に伴う文言を変更する。
  - 記載の適正化を行う（語句の変更、句点の変更、建物の追加・廃止に伴う図面の変更）。

2

# 経年劣化に関する評価の実施体制



## 経年劣化に関する評価フロー



- 1. 保守点検の実績調査及び評価**  
安全機能を有する構築物、系統及び機器について、左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実施
- 2. 高経年化評価**  
○ 安全機能を有する構築物、系統及び機器のうち、以下の点を考慮して対象となる設備・機器を選定
  - ① 高温高圧の環境下でない重要度分類クラス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。
 ○ 経年劣化事象の抽出  
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。  
○ 高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定  
抽出した経年劣化事象のうち、定期的な検査等で経年劣化の進展がないことを確認することが困難な事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として選定。
- 3. 長期施設管理方針の策定**  
保全の適切性評価、高経年化評価の結果に基づき策定する。高経年化評価対象外になった事象については必要に応じて長期施設管理方針に反映する。

※1：KUR施設を構成する設備・機器は、高温高圧の環境下で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。  
 ※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。

## 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

- 研究用原子炉（KUR）については資料1-2
- 臨界実験装置（KUCA）については資料1-3  
に示す。

## 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京都大学複合原子力科学研究所  
2023年9月21日

1

## 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)

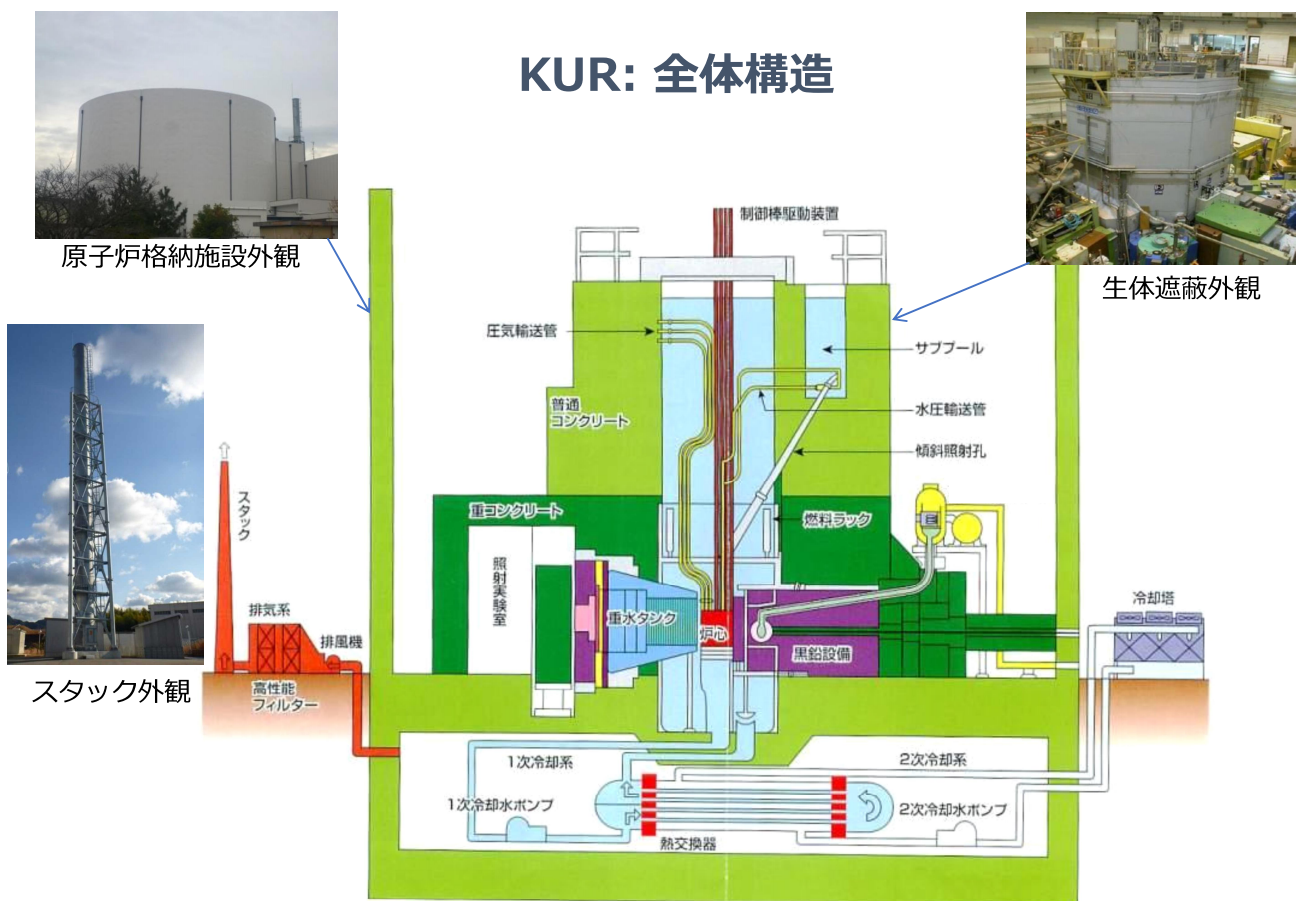
型式	濃縮ウラン軽水減速冷却 水泳プール系タンク型
初臨界年月日	1964年6月25日
最大熱出力	5,000kW (5MW)
積算熱出力	$3.24 \times 10^5$ (MWh) (2023年3月まで)
炉心の形状・大きさ	直方体、約51cm×約51cm、高さ約61cm
燃料	低濃縮ウラン・シリサイド板状燃料(MTR型) 燃料芯材：ウランサイト・アルミニウム分散型燃料 $^{235}\text{U}$ 濃縮度約■wt%、U濃度：約■g/cm <sup>3</sup>
冷却材	軽水
制御棒	ホウ素入りステンレス鋼
運転形態	週運転、53時間/週
主要実験設備	重水熱中性子設備、黒鉛設備 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

2

## 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設備

3



4

## 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、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、保全内容が適切なものかを評価

5

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、腐食や減肉が進んでいないことを確認。
	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、腐食や減肉が進んでいないことを確認。
	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。

6

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、1999年、2009年及び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、1991年、1999年、及び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。2019年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。2016年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。2016年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3回の巡視点検、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。2017年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30分以上給電可能なものに更新。予防保全として2022年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。

7

重要度クラス	構築物、系統及び機器	調査結果
PS-3	1次冷却設備	1次循環ポンプ：年ごとの作動検査、外観検査、漏えい検査で健全性を確認。10年に1回の頻度で分解点検を実施。2013年に分解点検を実施している。次回は2023年度に分解点検を実施予定。 熱交換器：年ごとの作動検査、外観検査、漏えい検査で健全性を確認。3年に1回の頻度で分解点検を実施。 配管：年ごとの外観検査、漏えい検査、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、健全性を確認。 2015年に開放点検と肉厚測定実施。2017年に耐震性向上のため炉心直下配管に新規サポートを設置。 蓄電池設備（1次循環ポンプ用無停電駆動電源）：年ごとの点検等において健全性を確認。
	2次冷却設備	年ごとの点検等で外観検査及び漏えい検査を実施して健全性を確認。 2次循環ポンプ：10年に1回の頻度で点検整備を実施。直近では2022年に実施。
	使用済燃料プール室プール	年ごとの漏えい検査で健全性を確認。2014年及び2022年には水を抜いて外観検査を行い、健全性を確認。
	燃料貯蔵用ラック	年ごとの点検等で健全性を確認。
	使用済燃料室プール	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ないことを確認。
	浄化設備（1次浄化系含む）	年ごとの漏えい検査、外観検査、作動検査で健全性を確認。ポンプについては10年に1回の頻度で分解点検を実施しており前回は2021年に実施。
	中放射性廃液貯留槽・弱放射性廃液貯留槽	年ごとの点検等で健全性を確認。
	タンク車タンク	年ごとの外観検査、漏えい検査で健全性を確認。10年ごとにタンク車タンクの開放点検を実施。

8



重要度クラス	構築物、系統及び機器	調査結果
PS-3 (続き)	放射性廃水排水管	年ごとの点検等で健全性を確認。2014年に更新した後は、年ごとの点検等で漏えいが無いことを確認。
	第1固形廃棄物倉庫	年ごとの点検等で健全性を確認。2017年に新規規制基準対応として耐震壁の追加と竜巻対策として固縛装置を設置。
	第2固形廃棄物倉庫	2018年に新設しており、以降は月ごとの巡視点検と年ごとの点検等で健全性を確認。2019年に外壁の補修工事を実施。
	重水タンク	年ごとの点検等で健全性を確認。
	燃料輸送管	年ごとの点検等において作動検査を行い、健全性を確認。キャリアについては3年に1回、ボールバルブについては10年に1回の頻度で分解点検を実施。
	輸送溝 (チャンネル)	年ごとの点検等において漏えい検査を行い健全性を確認。2014年及び2022年には水を抜いて外観検査を行い、健全性を確認。
	浄化設備 (1次浄化系含む)	年ごとに漏えい検査、外観検査、作動検査を行い健全性を確認。ポンプについては10年に1回の頻度で分解点検を実施。直近では2021年に実施。
	1次循環ポンプ	年ごとの作動検査、外観検査、漏えい検査で健全性を確認。10年に1回の頻度で分解点検を実施。2013年に分解点検を実施している。次回は2023年度に分解点検を実施予定。
	制御棒駆動機構	年ごとの分解点検、作動検査、外観検査で健全性を確認。
	核計装 (起動系)	年ごとの分解点検、性能検査、部品交換、点検校正で健全性を確認。
	線型出力系統 (自動制御回路含む)	年ごとの性能検査、点検校正、作動検査で健全性を確認。
燃料被覆材	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。	

9

重要度クラス	構築物、系統及び機器	調査結果
MS-3	1次循環ポンプ (無停電駆動電源含む)	1次循環ポンプ：年ごとの作動検査、外観検査、漏えい検査で健全性を確認。10年に1回の頻度で分解点検を実施。2013年に分解点検を実施している。次回は2023年度に分解点検を実施予定。 蓄電池設備 (1次循環ポンプ用無停電駆動電源)：年ごとの点検等で健全性を確認。
	自然循環弁	年ごとに水中カメラによる外観検査で健全性を確認。
	使用済燃料プール水汲み上げ設備	月ごとの作動確認、年ごとの点検等で健全性を確認。使用済燃料プール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。
	高架水槽補給水設備	月ごとの作動確認、年ごとの点検等で健全性を確認。高架水槽の手動弁Aの作動検査は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。
	主閉鎖弁	年ごとの検査等で健全性を確認。2014年と2022年に分解点検を実施。
	重水ドレンタンク	年ごとの点検等で健全性を確認。
	原子炉タンク水位計、原子炉タンク液面計、	年ごとの点検校正、作動検査で健全性を確認。2017年には新規規制基準への対応として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に系統ごとの物理的分離を行った。
	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)	年ごとの点検等で健全性を確認。
	非常警報設備	年ごとの点検等で健全性を確認。2023年には中央管理室の移転に伴い非常警報に係る回路を更新。
	通報設備	年ごとの点検等で健全性を確認。2023年には中央管理室の移転に伴い放送設備を更新。
	消火設備	6ヵ月ごとの点検等で健全性を確認。

10

重要度クラス	構築物、系統及び機器	調査結果
MS-3（続き）	避難通路、非常用照明	月ごとの点検等で健全性を確認。
	スクラム設備（中央管理室、原子炉室内）	年ごとの点検等で健全性を確認。 中央管理室の移転に伴い、2023年に中央管理室からの非常警報に係る回路を更新。

これまで経年劣化に伴う異常は発生していない。

**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**

11

## 2.b 経年劣化事象の抽出

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器について、以下の2点を考慮して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
- ① KUR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。

12

## KURの高経年化に関する評価対象の選定 (1/3)

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②	
MS-2	粗調整用制御棒	対象外②	
	中性子吸収材	対象外②	
	サブパ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、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②	
	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②	
	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 (主要5系統)	対象外②	

(\*) 高経年劣化評価の対象外となる理由として①及び②を付す。

13

## KURの高経年化に関する評価対象の選定 (2/3)

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-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)	対照外①②	
	燃料被覆材	対象外①	

(\*) 高経年劣化評価の対象外となる理由として①及び②を付す。

14

## KURの高経年化に関する評価対象の選定 (3/3)

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
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	

（\*）高経年劣化評価の対象外となる理由として①及び②を付す。

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。

15

## 考慮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、KURの特徴を踏まえて、「腐食」が劣化要因として起こり得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。

16

## 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。

17

---

## KURの特徴を踏まえた経年劣化事象

- ・ 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

上記いずれの経年劣化事象も劣化要因としては腐食

18

## 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

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>と推定されるが、推定される中性子フルエンス量においてアルミニウム合金の強度への影響はほとんど見られな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\*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。

\*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)

19

## 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きている。さらに内面の目視では確認できない裏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約10cm間隔で超音波による厚み測定を実施してきた。有意な減肉が確認された場合にはより詳細な調査を行い、穿孔という経年劣化事象への進展の可能性などを確認することになっているが、これまでのところ有意な減肉は確認されていない。

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。

20

# 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

21

## 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	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	・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。
	外壁鉄板	気密性低下	・通常点検において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。 ・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	・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。
スタック	鉄骨構造	強度低下	・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。

22

# 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

###### 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）

###### 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。推定値は実測値と比較して保守的であり、また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。

23

# 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）

###### 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。

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]	38.6	43.4	47.8	53.7	68.0
	実測値[mm]	2~32(9.3)	1~5(3.4)	3~31(11.7)	—	
生体遮蔽	推定値[mm]	38.6	43.4	47.8	53.7	26.5
	実測値[mm]	<1.0	<1.0	—	—	

24



## 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

##### 3) 評価手順

##### a. 放射線量率の算出

コンクリートの内面で0.1MeV以上の中性子照射量をJENDL-4.0を使用したMCNP-6コードを用いて算出

##### 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。

25

## 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。KURは放射孔、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。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。従って、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。

**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。

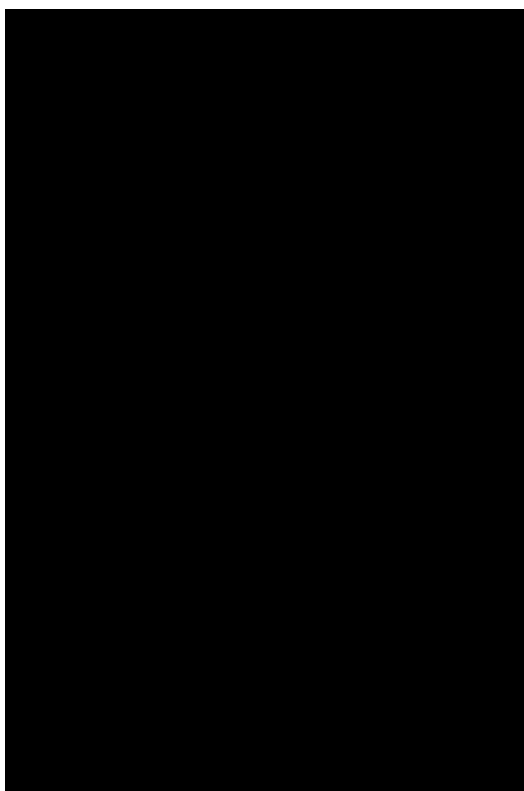
京都大学臨界実験装置 (KUCA)

# 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

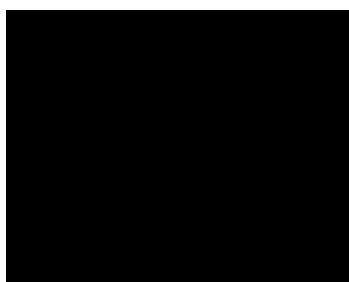
京都大学複合原子力科学研究所  
2023年9月21日

## 1. KUCAの概要

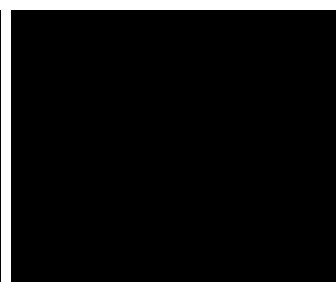
(核物質防護上の理由により、  
一部マスキング)



- 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)



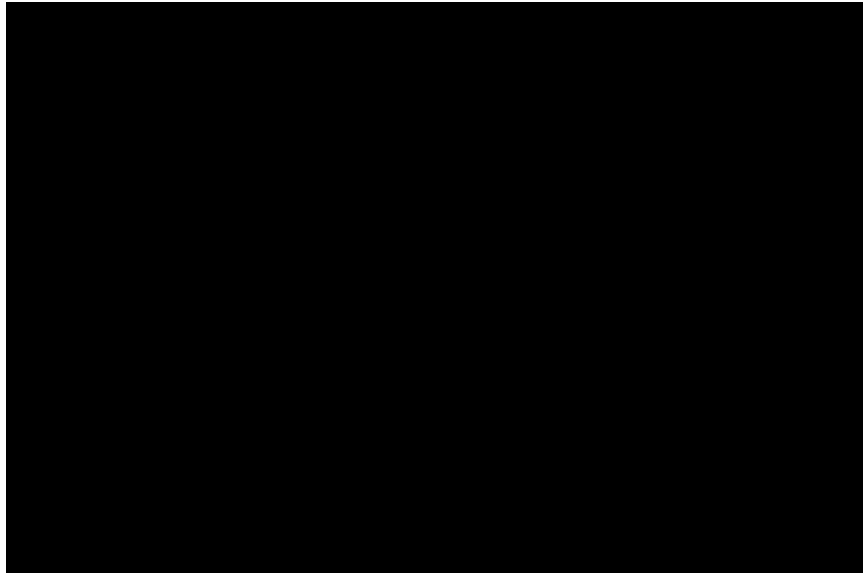
固体減速炉心  
(B架台)



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、一部マスキング）

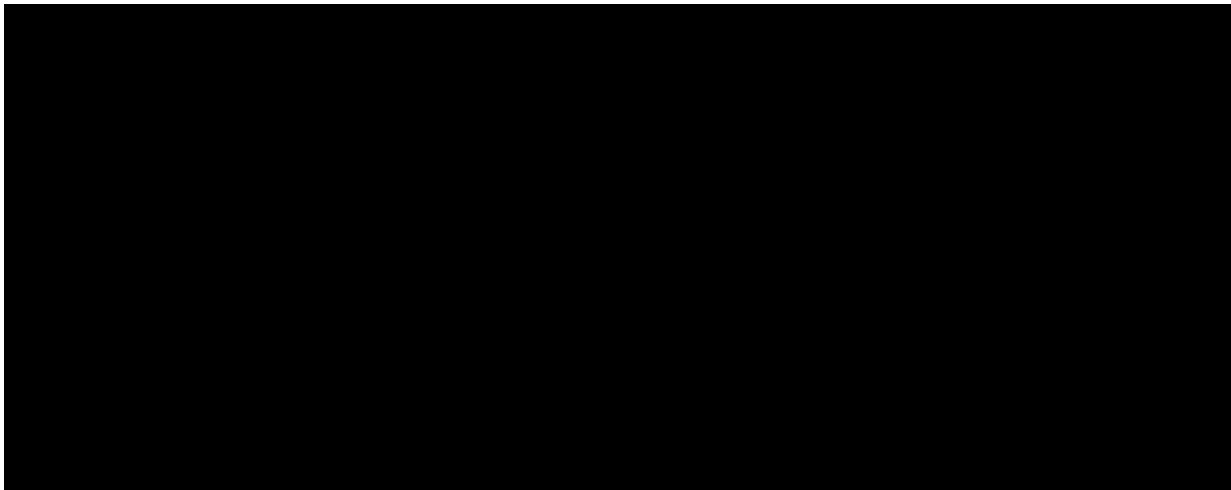


- 燃料要素：角板
- 減速材：ポリエチレン、黒鉛
- 反応度制御設備：6本の制御棒（うち3本は安全棒、中性子吸収材はホウ素）
- 非常用制御設備：中心架台（1本以上の燃料集合体を装荷、落下することにより炉心領域から分離）

3

## C架台（軽水減速架台）の概要

（核物質防護上の理由により、一部マスキング）



- 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（うち3本は安全棒、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）

4

## 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

5

## 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、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

6

## 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、保全内容が適切なものかを評価

7

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	調査結果 <sup>b,c</sup>
PS-2	該当なし	
MS-2	(A)(B)中心架台駆動装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> <li>・5年ごとに分解点検を実施（次回は2023年秋を予定）</li> </ul>
	(C)ダンプ弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> </ul>
	制御棒案内管	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> </ul>
	原子炉停止回路	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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）</li> </ul>

- 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

8

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	調査結果 <sup>b,c</sup>
PS-3	制御棒駆動装置	・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（次回の点検時には、予防保全として、一部部品の交換を予定）
	(A)(B)中心架台駆動装置	・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）
	架台支持構造	・年ごとの点検等で外観検査を実施し、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）
	炉心格子板	・年ごとの点検等で外観検査を実施し、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）
	(C)炉心タンク	・年ごとの点検等で外観検査、漏えい検査を実施し、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）
	燃料要素	・使用の都度、年ごとの点検等で外観検査を実施し、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)(B)さや管	・使用の都度、年ごとの点検等で外観検査を実施し、健全性を確認 ・変形等が見つかった場合は、当該さや管を使用禁止とし、正常なものに交換して使用
	(C)標準型燃料板支持フレーム	・使用の都度、年ごとの点検等で外観検査を実施し、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）
	バードケージ	・年ごとの点検等で外観検査を実施し、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）
燃料貯蔵棚	・年ごとの点検等で外観検査を実施し、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） ・低濃縮燃料の貯蔵開始までに更新する予定	

- 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

9

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	調査結果 <sup>b,c</sup>
PS-3（続き）	廃液タンク	・年ごとの点検等で外観検査、漏えい検査、開放検査を実施し、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）
	第1固形廃棄物倉庫	・年ごとの点検等で外観検査実施し、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） ・2017年に新規規制基準対応として耐震壁の追加と竜巻対策として固縛装置を設置。以降、月ごとの点検も実施し、健全性を確認
	第2固形廃棄物倉庫	・2018年に新設。年ごとの点検等で外観検査を実施し、健全性を確認 ・2019年に外壁の補修工事を実施（以降、経年劣化に伴う異常は発生していない）
	線型出力計	・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）
	安全出力計	・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）
	対数出力炉周期計	・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）
	対数計数率炉周期計	・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）
	炉室ガンマ線エリアモニタ	・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）
	パイルオシレータ（未設置）	
	(C)重水タンク	・年ごとの点検等で外観検査、漏えい検査を実施し、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

10

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	調査結果 <sup>b,c</sup>
MS-3	制御棒	・年ごとの点検等で外観検査、機能検査を実施し、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）
	制御棒駆動装置	・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（回目の点検時には、予防保全として、一部部品の交換を予定）
	原子炉建屋	・年ごとの点検等で外観検査、機能検査を実施し、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） ・1989年及び2019年にコンクリートサンプルを抜き取り、強度試験、中性化深さ、鉄筋腐食度及びかぶり厚さ測定を実施し、健全性を確認
	燃料要素	・使用の都度、年ごとの点検等で外観検査を実施し、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）
	制御棒電磁石電源	・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）
	線型出力計	・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）
	安全出力計	・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）
	対数出力炉周期計	・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）
	制御卓	・年ごとの点検等で外観検査を実施し、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）
非常用電源設備	・2017年に新規基準対応として設備を新設。月ごと、年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） ・メーカーによる年ごとの点検等を実施、5年ごとにバッテリー交換を実施	

- 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

11

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	調査結果 <sup>b,c</sup>
MS-3 (続き)	炉心温度計	・年ごとの点検校正検査を実施し、作動検査により健全性を確認（これまで経年劣化に伴う異常は発生していない） ・2017年に温度記録計を更新。年ごとの検査等で健全性を確認
	消火設備（ハロン）	・2017年に新規基準対応として設備を新設。年ごとの点検等で外観検査、性能検査を実施し、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）
	ガスモニタ	・平日毎日、年ごとの点検等で性能検査を実施し、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） ・スタックガスモニタについては、エネルギー分解能に劣化傾向が観察されているため、予防保全的な更新を計画
	ダストモニタ	・平日毎日、年ごとの点検等で性能検査を実施し、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） ・2015年にダストモニタNo.2のポンプ故障が発生して以降、毎年度ポンプをオーバーホールするとともに、予備機を確保している
	炉室ガンマ線モニタ	・平日毎日、年ごとの点検等で性能検査を実施し、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）
	燃料室ガンマ線モニタ	・平日毎日、年ごとの点検等で性能検査を実施し、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）
	通信連絡設備	・年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） ・2023年の中央管理室の移転及びライフライン再生に伴い、放送設備の一部を更新
	非常警報鈕（中央管理室）	・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） ・2023年の中央管理室の移転に伴い非常警報鈕（中央管理室）の機能は第2研究棟に移設

- 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・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**

12



## 2.b 経年劣化事象の抽出

- 安全機能を有する構築物、系統及び機器について、以下の2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
- 選定された設備・機器については、高経年化評価を実施

- 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。

13

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	高経年化評価対象 <sup>b</sup>	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	

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として①及び②を付す(理由①及び理由②は以下のとおり。次ページ、次々ページにおいても同じ)

理由①：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  
理由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

14

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	高経年化評価対象 <sup>b</sup>	考慮すべき経年劣化事象
PS-3	制御棒駆動装置	対象外①②	
	(A)(B)中心架台駆動装置	対象外①②	
	架台支持構造	対象外①②	
	炉心格子板	対象外①②	
	(C)炉心タンク	対象外①②	
	燃料要素	対象外①②	
	(A)(B)さや管	対象外①②	
	(C)標準型燃料板支持フレーム	対象外①②	
	バードケージ	対象外①②	
	燃料貯蔵棚	対象外①②	
	トリウム貯蔵庫 (未設置)		
	廃液タンク	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	
	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	
	対数計数率炉周期計	対象外①②	
	炉室ガンマ線エリアモニタ	対象外①②	
	パイルオシレータ (未設置)		
(C)重水タンク	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. 高経年化評価の対象外となる理由として①及び②を付す

15

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	高経年化評価対象 <sup>b</sup>	考慮すべき経年劣化事象
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. 高経年化評価の対象外となる理由として①及び②を付す

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

16

### 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

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。

17

### 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価 [参考]

- 「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

18

[ 212 ]

- 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℃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実験でもない
  - 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/cm<sup>2</sup>程度であるのに対して、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 $5.19 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>
  - 今後10年間の同様の運転を行なっても、約1.2倍（59年間／49年間）であり、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/cm<sup>2</sup>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、これまでの全運転による中性子照射量の積算値は、炉心内であっても $8.66 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>程度であり、今後10年間の同様の運転を行なっても、約1.2倍であり、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

19

- 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

20

## 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

- コンクリートの中性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
- 屋外における実測値は推定値を上回るが、仕上材の施工により中性化速度は鈍化しており、またかぶり厚さが十分大きいため問題ない
- 屋内における10年後の推定値はかぶり厚さと同じになっているが、推定値は保守的（仕上材無し）な評価となっていることに加え、鉄筋が腐食し始める時の中性化深さは、かぶり厚さから20mm奥に達した時とする文献がある
- 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 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	25.2	28.8	126.0
	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]	25.3	－	49.0	49.0
	実測値 [mm]	3.0~35.0(15.0)	－	－	

\*外壁仕上材（吹付タイル）施工前

- 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）
  - 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
    - 炉心領域はモデル化されておらず、ポ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、炉心領域から漏出
    - 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、 $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>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49年間と同様な運転を行っても、 $6.23 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>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、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
  - 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

# 京都大学原子炉施設保安規定の 変更申請について 【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

## 第1回審査会合（令和5年9月21日）での論点（1/3）

No.	指摘事項	対応状況	対応頁
1	クラス3の構築物、系統及び機器も保全適切性評価の対象に選定しているが、これについて、理由、あるいは懸念事項等があれば、説明すること。	保全適切性評価を網羅的に実施するために、安全機能を有する構築物、系統及び機器の全てを対象としており、何か懸念事項があるということではなかった。一方、試験炉ガイドによると、施設の特性を総合的に勘案して保全適切性評価の対象を選定することになっている。また、実用炉の高経年化対策の実施ガイドによると、高温高圧の環境下にはない機器を高経年化評価対象外とすることとなっている。これらを踏まえ、評価フローを修正し、クラス3機器は保全適切性評価の対象外とした。	資料1-1 p.7  資料1-2 p.5  資料1-3 p.6, 7
2	KURにおいては、常設の設備として、多量の放射性物質を放出する事故の拡大防止のための設備が存在するが、この設備について今回の評価でどのように考えているか。	当初は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機器は安全機能を有する構築物、系統及び機器ではないので除外していたが、試験炉ガイドに記載されている施設が周辺公衆に与える放射線の影響の観点から評価の対象に加えるべきであると考え、評価フローを修正した。	資料1-1 p.7  資料1-2 p.8, 10
3	実施体制については記載されているが、品証体制及び関連文書についても記載すること。	品証体制及び関連文書について追記した。	資料1-1 p.6
4	どのように経年劣化事象を抽出し、点検箇所や頻度等の点検内容を定めたのか。また、定めた点検内容を下部規定に反映する際に、品証に係る委員会等に諮っているか等について説明すること。	保守点検の実施調査のところで、点検等の実施項目、頻度、方法が品質マネジメントにしたがって定められていることを追記した。	資料1-2 p.8
5	高経年化に関する評価対象の選定において、補修更新が可能なものを除外しているが、それらについてどのような保全を実施しているか。	予防保全によって実施されていることを追記した。また、高経年化評価対象外とした理由として予防保全で実施していることを判断基準の説明に明記した。	資料1-1 p.7 資料1-2 p.5, 8 資料1-3 p.6, 7, 8

## 第1回審査会合（令和5年9月21日）での論点（2/3）

No.	指摘事項	対応状況	対応頁
6	KURの特徴を踏まえた経年劣化事象として挙げられている3つの事象のうち、炉心タンクの穿孔についてはアルミニウム合金を使用しているということで挙げられていると理解しているが、それ以外の2つについてはKURのどのような特徴を踏まえて抽出したのか。	この3つの事象は、実用炉の高経年化対策の実施ガイドに挙げられている6つの事象以外に、KURにおいて起こり得る経年劣化事象という観点で抽出したものであり、「KURの特徴を踏まえた経年劣化事象」という表現が適切ではなかったため表現を改めた。一方、炉心タンクの穿孔は「KURの特徴を踏まえて」長期施設管理方針の立案段階で考慮している。	資料1-2 p.12, 13
7	原子炉格納施設について、コンクリートの中性化深さの実測値がばらついている。これらの実測値は、どのような箇所を、どのような方法で、何回測定して得たものか。	KURの建屋は、地上1階の吹抜けと地下1階というシンプルな円筒型構造をしている。空調は、地上1階の上部あたりからフレッシュな空気を取り込み、地下から排出するワンスルーの設備であり、建屋のどこかで空気が澱むというのは考えにくい。これを踏まえ、実測は、場所を少し変えつつ、地上1階と地下1階について実施してきた。測定方法および場所についての説明を追記した。	資料1-2 p.18, 23, 24
8	生体遮蔽について、かぶり厚さが26.5mm、2033年の推定値が53.7mmとなっている。また、2019年には実測を実施していないことから進展が確認できない。推定値は実測値と比較して保守的であり、また十分なかぶり厚さがあるとの説明であったが、定量的な議論を追加してほしい。	中性化速度式による中性化深さの算出において、仕上げあり（原子炉格納施設はペイント、生体遮蔽はモルタル+ペイント）を考慮した推定値を再計算した。	資料1-2 p.18, 19
9	中性子照射脆化について「推定される中性子フルエンス量においてアルミニウム合金の強度への影響はほとんど見られない」との記載があるが、その根拠について示してもらいたい。	中性子照射による引っ張り強さの変化に関する文献を引用していたが、中性子照射脆化を考察するのに適切な文献ではなかったため、新たな文献を引用して説明を修正した。	資料1-2 p.14
10	全体構造図において天井が記載されていないが、天井は鉄骨構造物として評価しているとの理解で良いか。	天井も鉄筋コンクリート構造物である。KURの全体構造の図面を修正した。	資料1-2 p.4

3

## 第1回審査会合（令和5年9月21日）での論点（3/3）

No.	指摘事項	対応状況	対応頁
11	炉心タンクの穿孔について、「内面の目視では確認できない裏面の腐食による減肉を調べるため」となるが、穿孔は水に触れないタンク外面からの進展を考えているのか。	タンク外面からの進展も考慮している。腐食が起こるメカニズムについての説明を追記した。	資料1-2 p.15
12	コンクリートの遮蔽能力低下の要因は、放射線照射による内部発熱によって、コンクリート内部の水分が散逸することであるとのことだが、発熱量について定量的な評価は可能か。	コンクリートの温度上昇を評価し、遮蔽能力低下が問題にならないことを定量的に示した。	資料1-2 p.21
13	評価フローでは長期施設管理方針の策定後に技術評価書の作成を行うことになっているが、規則では、技術的評価を踏まえて長期施設管理方針を策定することになっているので、逆ではないか。	技術評価書の結果を受けて長期施設管理方針を策定するような流れに評価フローを変更した。	資料1-1 p.7
14	想定している炉心タンクの穿孔という現象はどういうメカニズムで進展するものなのか、それに対して行おうとしている検査の方法が穿孔という現象を見つけるのに適切な方法であることを示してもらいたい。	腐食が起こるメカニズムから考えて、当該手法が穿孔の原因となる腐食を検知するのに有効な手段であることを示した。	資料1-2 p.15

4



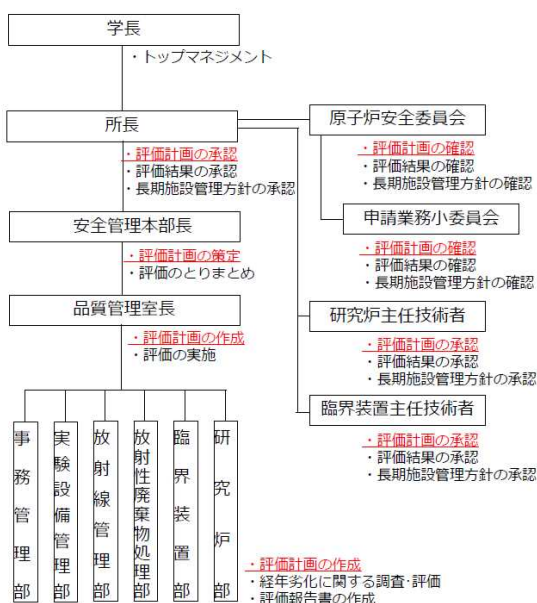
# 保安規定変更申請の概要

## 申請概要

- 京都大学原子炉施設保安規定（以下、「保安規定」という）に、研究用原子炉（KUR）、臨界実験装置（KUCA）の長期施設管理方針を追加する。
- 炉規則の改正に伴う文言を変更する。
- 記載の適正化を行う（語句の変更、句点の変更、建物の追加・廃止に伴う図面の変更）。

5

## 経年劣化に関する評価の実施体制 品質マネジメント体制及び関連文書



### (1)品質保証体制

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ている。

KUR及びKUCAの経年劣化に関する評価は、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。

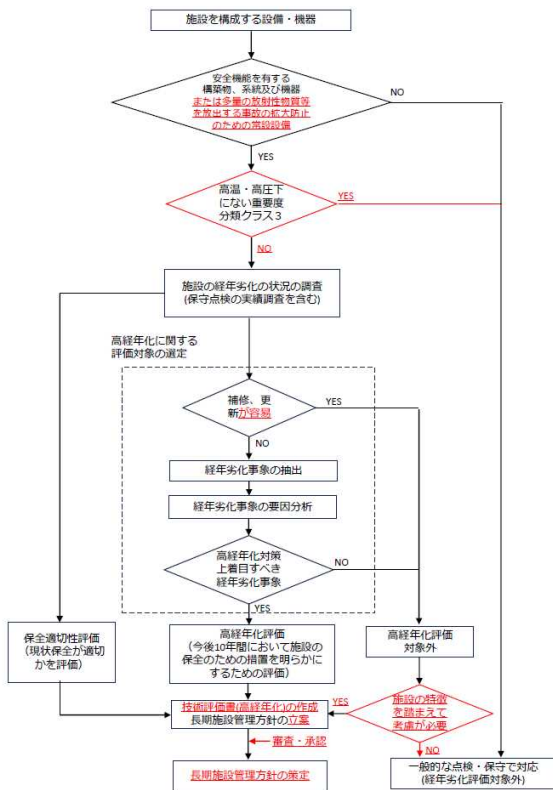
また、当該計画に基づき作成した「施設定期評価実施報告書」についても品質マネジメントシステムに定める組織により評価結果の妥当性を確認した。

### (2)関連文書

経年劣化に関する技術評価に係る関連文書は、施設定期評価実施計画である。

6

# 経年劣化に関する評価フロー



1. **対象機器の選定**  
安全機能を有する構造物、系統及び機器または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  
①高温高圧の環境下でない重要度分類クラス3の機器は高経年化に関する評価の対象外とする。
2. **保守点検の実績調査及び評価**  
安全機能を有する構造物、系統及び機器について、左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実施
3. **高経年化評価**  
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。  
注) 対象外とする設備については予防保全を実施している。  
○経年劣化事象の抽出  
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。  
○高経年化対策上着目すべき経年劣化事象の選定  
抽出した経年劣化事象のうち、定期的な検査等で経年劣化の進展がないことを確認することが困難な事象を高経年化対策上着目すべき経年劣化事象として選定。
4. **技術評価書の作成**  
保全の適切性評価、高経年化評価の結果に基づき作成する。ただし、高経年化評価対象外になった事象については、施設の特徴を踏まえて考慮すべき項目については長期施設管理方針の立案に反映する。

7

## 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

- 研究用原子炉 (KUR) については資料1-2
- 臨界実験装置 (KUCA) については資料1-3に示す。

8

## 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

## 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 × 10 <sup>5</sup> (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
炉心タンク	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)
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 <sup>235</sup> U濃縮度約■wt%、U濃度：約■g/cm <sup>3</sup>
冷却材	軽水 (定格運転時の1次冷却水温度は55°C以下)
制御棒	ホウ素入りステンレス鋼
運転形態	週運転、約53 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

2

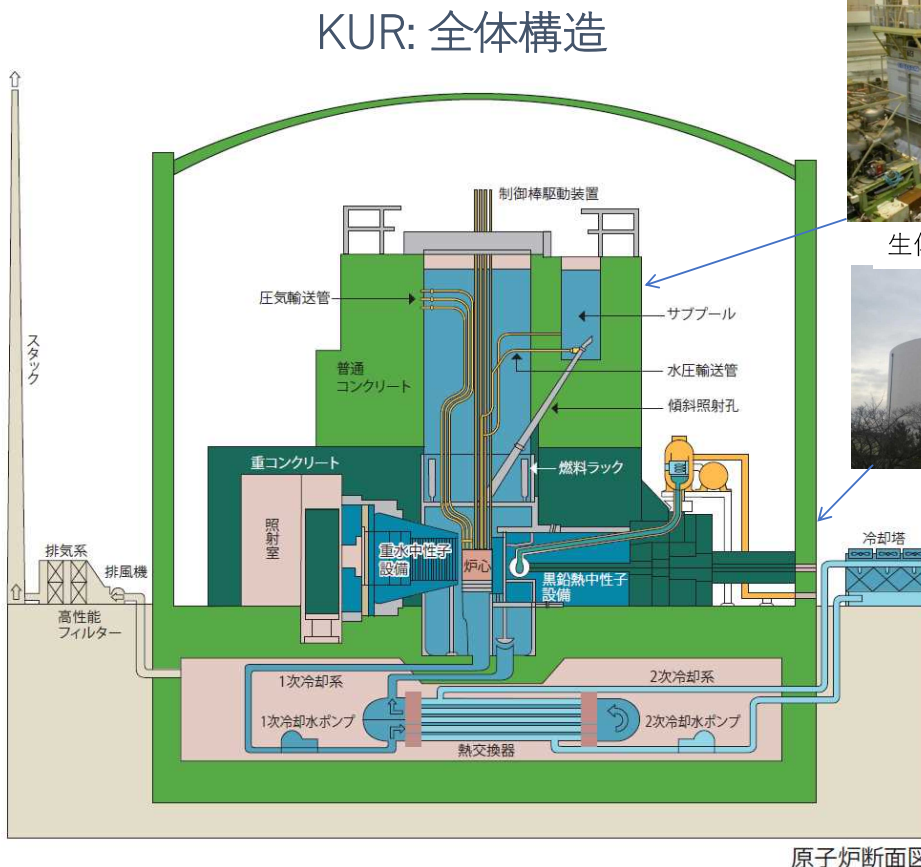
## KURの概要（主要な設備）

- 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

3



スタック外観



原子炉断面図



生体遮蔽外観



原子炉格納施設外観

4

## 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

5

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。

6

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、1999年、2009年及び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、1991年、1999年、及び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。2019年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。2016年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。2016年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3回の巡視点検、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。2017年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30分以上給電可能なものに更新。予防保全として2022年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。	

7

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

8

## 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。

9

### KURの高経年化に関する評価対象の選定

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

(\*) 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。

11

## 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。

12



## 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

13

## 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)

14

# 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のが予想されるため、局所的に腐食が生じることは想定し難い。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。

15

# 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

16

# 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	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	<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。

17

## 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。

18

## 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)
	実測値[mm]	<u>0</u> ~32(9.3)	1~5(3.4)	3~ <u>30.5</u> (11.7)	—	<u>47.0(屋根)</u>
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	—	—	

19

## 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

##### 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 > 0.1MeV)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℃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.2」）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。

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

21

### 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。

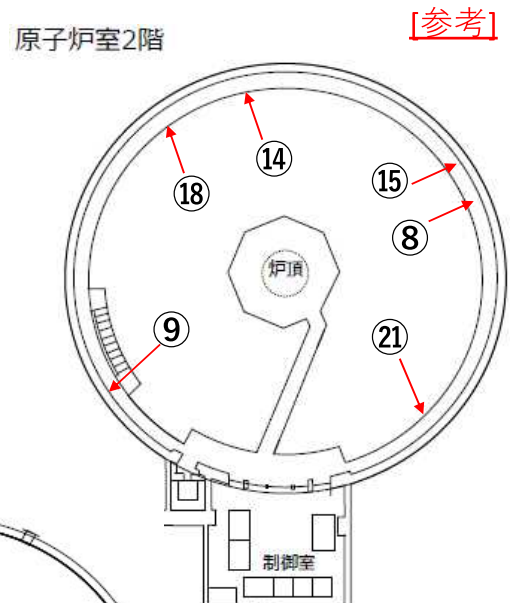
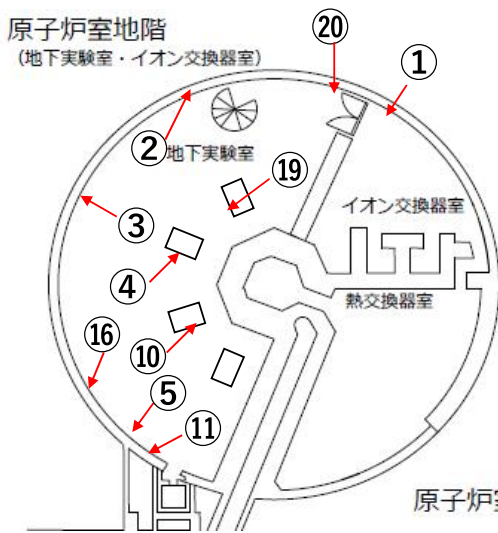
22

原子炉格納施設の中性化深さ測定結果一覧表

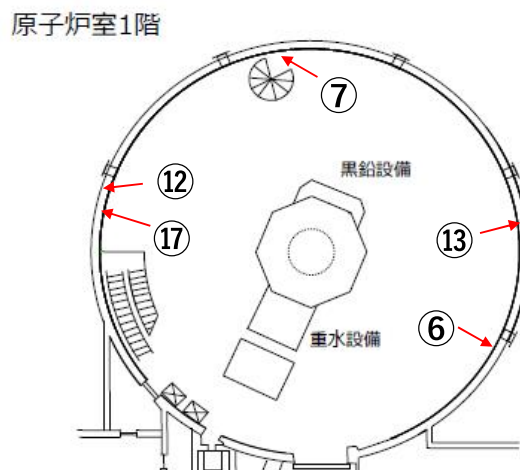
[参考]

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
	1F	外周壁	⑤	0	0	はつり
		外周壁	⑥	0	2	はつり
	2F	外周壁	⑦	0	0	はつり
		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

23



[参考]



24

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

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)

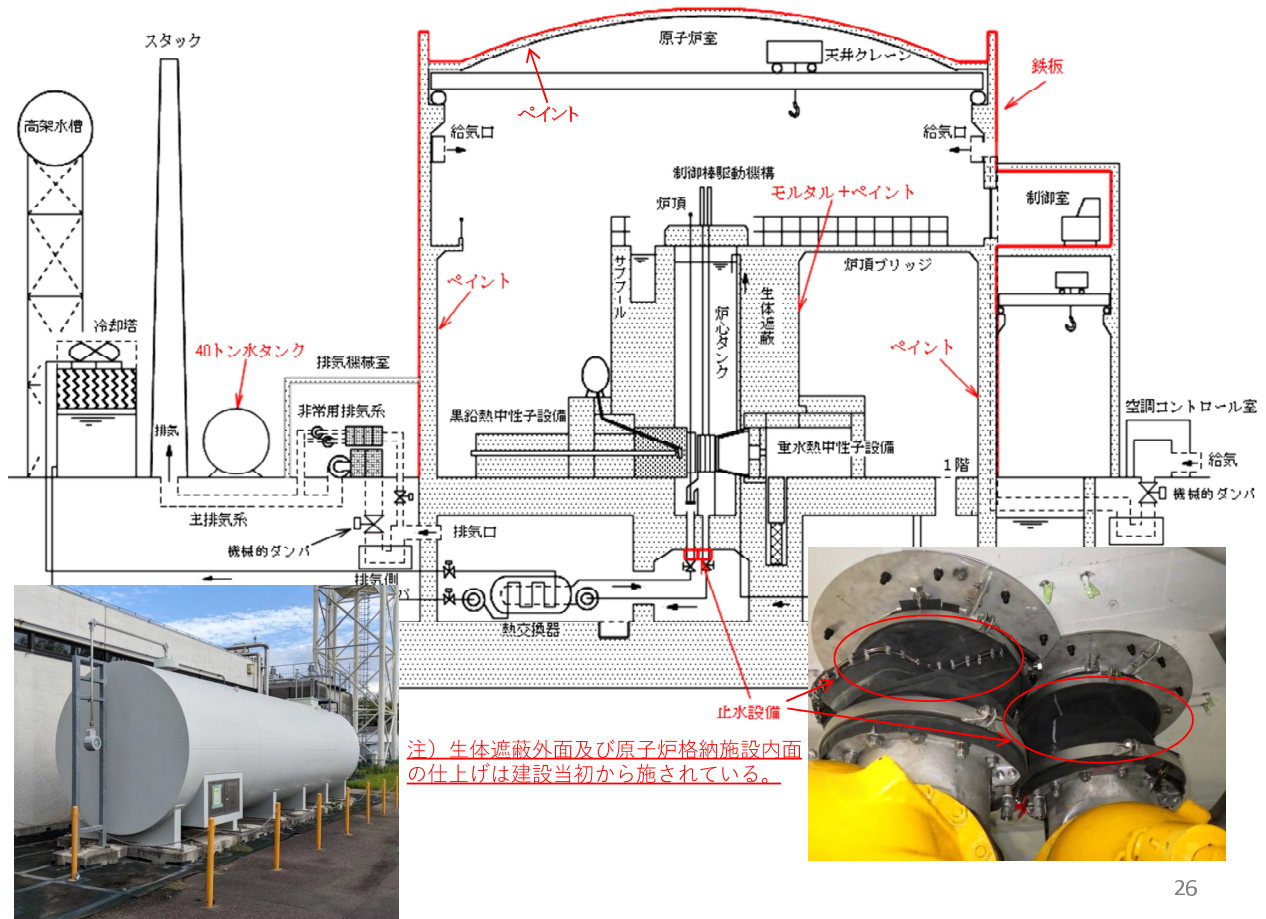
x: 水セメント比率 0.6

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)	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

\* 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。



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、  
一部マスキング)

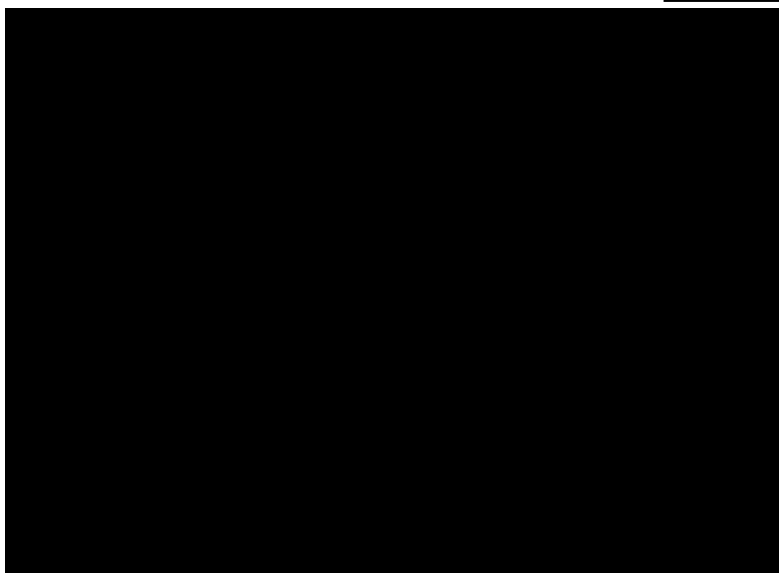
- 最大熱出力 100 W
- 複数架台方式 (3架台)
  - 固体減速架台 × 2 (A架台、B架台)
  - 軽水減速架台 × 1 (C架台)
- 常温・常圧下で運転 (冷却設備は無し)
- 制御棒駆動装置 (1組) を3架台で共有
- 2021年9月から長期停止中
- 累計積算出力：725.14 Wh (2023年11月30日までの約49年間、そのうち6年間弱は運転停止)

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、一部マスキング）

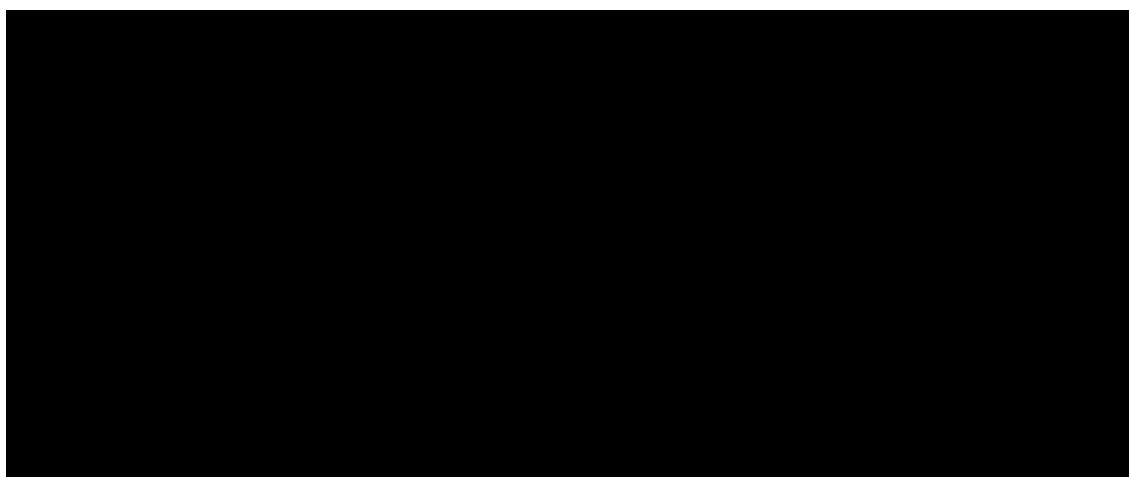


- 燃料要素：角板
- 減速材：ポリエチレン、黒鉛
- 反応度制御設備：6本の制御棒（中性子吸収材はホウ素）
- 非常用制御設備：中心架台（1本以上の燃料集合体を装荷、落下することにより炉心領域から分離）

3

## C架台（軽水減速架台）の概要

（核物質防護上の理由により、一部マスキング）



- 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）

4

## 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

5

## 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

6

## 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

7

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	調査結果 <sup>b,c</sup>
PS-2	該当なし	
MS-2	(A)(B)中心架台駆動装置	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> <li>5年ごとに分解点検を実施（次回は2023年秋を予定）</li> </ul>
	(C)ダンプ弁	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> </ul>
	制御棒案内管	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> </ul>
	原子炉停止回路	<ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> </ul>

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**

8

## 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

9

重要度クラス	構築物、系統及び機器 <sup>a</sup>	高経年化評価対象 <sup>b</sup>	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

10

### 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。

11

### 最近の知見で得られている経年劣化事象に関する評価 [参考]

- 「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

12

[ 239 ]

- 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℃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/cm<sup>2</sup>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  $5.19 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>
  - 今後10年間の中性子照射量は、 $1.21 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>（ $= 5.19 \times 10^{13} \times 10 \text{年間} / 43 \text{年間}$ ）と見積もられ、10年後の積算値は、 $6.40 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>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/cm<sup>2</sup>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  $8.66 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup> 程度であり、今後10年間の中性子照射量は、 $2.01 \times 10^{13}$  n/cm<sup>2</sup>（ $= 8.66 \times 10^{13} \times 10 \text{年間} / 43 \text{年間}$ ）と見積もられ、10年後の積算値は、 $1.07 \times 10^{14}$  n/cm<sup>2</sup>となる。従って、上記のしきい照射量と比して十分小さい

13

- 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

14

## 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

[参考]

- コンクリートの中性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	25.3	28.9	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]	15.5	26.2	29.9	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）
  - 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、 $1 \times 10^{19}$  n/cm<sup>2</sup>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/cm<sup>2</sup>程度となり、中性子照射による劣化のおそれはない

17

- 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

18

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)

$\alpha$ : 環境条件による係数 (屋内: 1.7、屋外: 1.0)

$\beta$ : 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)

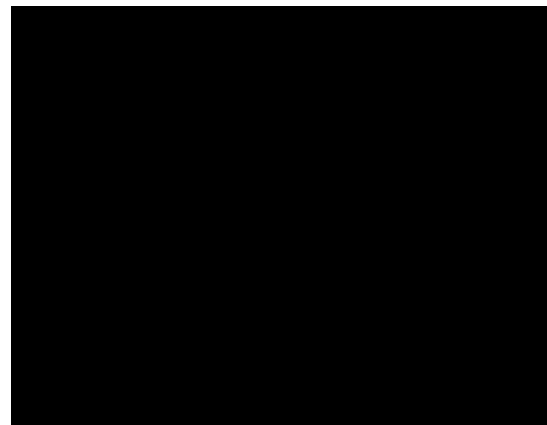
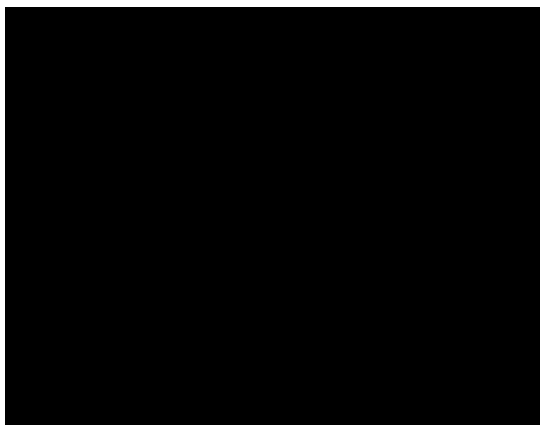
対象施設		1989年	2019年	2033年
原子炉格納施設 (屋外)	$\alpha$	1.0	1.0	1.0
	$\beta$	1.0	1.0	1.0
	y	16	46	60
原子炉格納施設 (屋内)	$\alpha$	1.7	1.7	1.7
	$\beta$	0.61	0.61	0.61
	y	16	46	60

\* 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)

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）

[参考資料2]

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  
マスクン  
グ)

