

RREP-2018-1004

安全研究成果報告

運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究

Development of technical knowledge for licensing reviews of
lifetime extension and aging management

荒井 健作 池田 雅昭 小嶋 正義

Kensaku ARAI, Masaaki IKEDA, Masayoshi KOJIMA,

中野 眞木郎 皆川 武史

Makio NAKANO, and Takefumi MINAKAWA

システム安全研究部門

Division of Research for Reactor System Safety

原子力規制庁

長官官房技術基盤グループ

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

平成 30 年 11 月

November 2018

本報告は、原子力規制庁長官官房技術基盤グループが行った安全研究プロジェクトの活動内容・成果をとりまとめたものです。

なお、本報告の内容を規制基準、評価ガイド等として審査や検査に活用する場合には、別途原子力規制委員会の判断が行われることとなります。

本レポートの内容に関するご質問は、下記にお問い合わせください。

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ システム安全研究部門
〒106-8450 東京都港区六本木 1-9-9 六本木ファーストビル
電 話：03-5114-2223
ファックス：03-5114-2233

運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る

技術的知見の整備に関する研究

原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ

システム安全研究部門

荒井 健作 池田 雅昭 小嶋 正義

中野 眞木郎 皆川 武史

要 旨

本研究では、原子力発電所の機器・構造物に想定される経年劣化事象の評価手法について技術的知見を拡充し、運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価における技術的妥当性の審査に資するため、以下の4項目を実施した。

(1) ケーブルの長期健全性評価に係る研究

重大事故等対処設備として原子力発電所で使用される主要なケーブルを重大事故模擬条件に暴露し、電気絶縁性能を調べた。また、ケーブルの継続的な健全性確認への状態監視技術の適用性を確認した。さらに、ケーブルの難燃性に対する経年劣化の影響を検討した。

(2) コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究

放射線（中性子及びガンマ線）を照射したコンクリート試験体を用いた材料試験を実施し、コンクリート強度の劣化に影響を及ぼす可能性のある累積放射線量の下限值等に関する知見を得た。また、コンクリート構造物のアルカリ骨材反応について、国内外の骨材試験方法を比較し、反応性骨材に有効と考えられるアルカリ骨材反応試験フローの例を提示した。さらに、種々の条件で劣化させた試験体やコンクリート構造物から採取したコアサンプルの外観観察、他試験を実施し、コンクリート構造物のアルカリ骨材反応診断フローの例を提示した。

(3) 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究

機器、設備等の経年劣化事象への保全活動の実施状況により生じる故障確率の差異を考慮することにより、確率論的リスク評価を利用して、保全活動の有効性をリスクで表現する方法について予備的な検討を実施した。その結果を受けて、簡略な確率論的リスク評価及び簡略な経年劣化モデルを用いて、保全活動の見直し前後における炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度の比較を試みた。

(4) 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究

原子炉圧力容器について、加圧熱衝撃時の健全性評価への確率論的破壊力学の適用性を検討するため、確率論的破壊力学解析に関する手順やその技術的根拠について解析要領としてまとめた。また、中性子照射により脆化した国内原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学解析を実施し、亀裂貫通頻度に及ぼす非破壊検査の重要性を示した。さらに一次系配管について、加圧水型原子炉のニッケル基合金異材溶接部等を対象とした確率論的破壊力学解析を実施し、一次系冷却水中応力腐食割れによる漏えい確率に及ぼす非破壊検査の重要性を示した。

Development of technical knowledge for licensing reviews of lifetime extension
and aging management

Kensaku ARAI, Masaaki IKEDA, Masayoshi KOJIMA,

Makio NAKANO, and Takefumi MINAKAWA

Division of Research for Reactor System Safety

Regulatory Standard and Research Department,

Secretariat of Nuclear Regulation Authority(S/NRA/R)

Abstract

The following four studies were conducted in this research to develop technical knowledge on evaluation methods for aging degradations in components and structures of nuclear power plants that is to be used for confirming the technical adequacy in licensing reviews of lifetime extension and aging management.

(1) Study on cable integrity evaluation

The electrical insulation performance of major types of cables used as part of severe accident (SA) measures was examined by exposing the cable specimens to simulated SA conditions. In addition, several condition monitoring techniques for cables were tested to examine their applicability to continuous integrity monitoring. The effect of deterioration in cable flame retardancy was also studied.

(2) Study on integrity evaluation of concrete structures

Material examinations were conducted using concrete specimens irradiated with neutrons or gamma rays and their results provided technical knowledge concerning the lower limit value of the cumulative radiation dose which might affect the degradation of concrete strength. In addition, an example of the alkali aggregate reaction test flow of concrete structures effective for reactive aggregates was proposed through comparison among various domestic and

international aggregate test methods. Furthermore, an example of the alkali aggregate reaction diagnosis flow of concrete structures was proposed by conducting tests with several methods using cores which were sampled from the concrete specimens and the concrete structures.

(3) Study on comprehensive safety evaluation method for aged nuclear power plants

A preliminary study has been done to evaluate the effectiveness of maintenance activities by means of risks evaluated using Probabilistic Risk Assessment (PRA) taking into account the differences in the failure rates of structures, systems, and components (SSCs) depending on the maintenance activities. Based on the result, the comparisons of core damage frequency and containment failure frequency before and after the change in the maintenance activities were attempted by using a simple PRA and simple model for aging degradation.

(4) Study on integrity evaluation methods for components of a primary reactor system

For Reactor Pressure Vessels (RPVs), the guideline on Probabilistic Fracture Mechanics (PFM) of RPVs which compiles a procedure and technical justifications for considering the applicability of PFM to the integrity evaluation of RPVs under pressurized thermal shock events was developed. In addition, PFM analyses of Japanese reactor pressure vessels embrittled by neutron irradiation were conducted and the importance of inspections regarding failure frequencies was confirmed. For piping in a primary reactor system, PFM analyses of dissimilar metal welds in pressurized water reactors were conducted and the importance of inspections regarding leak probability caused by primary water stress corrosion cracking was confirmed.

目 次

1. 序論	1
2. ケーブルの長期健全性評価に係る研究	6
2. 1 常設重大事故等対処設備のうちケーブルの健全性評価手法の策定に関する研究	6
2. 2 ケーブル状態監視技術等に関する研究	9
3. コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究	18
3. 1 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価	18
3. 2 コンクリート構造物の ASR（アルカリ骨材反応）に関する研究	23
4. 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究	29
4. 1 保全活動の違いに伴うリスクの確認方法に関する調査	29
4. 2 保全活動の違いに伴うリスクの評価手法	29
4. 3 異なる原子炉の種類及び異なるアプローチによる手法の適用性の確認	30
5. 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究	31
5. 1 原子炉圧力容器に関する研究	31
5. 2 一次系配管に関する研究	36
5. 3 圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する研究	38
6. 結論	39
参考文献	42
執筆者一覧	48

表目次

表 2. 1	SA 環境の模擬試験条件	7
表 2. 2	燃焼試験及び酸素指数試験の結果	16
表 3. 1	骨材試験方法の比較結果	23
表 5. 1	RPV の PFM 解析の主な解析条件	34
表 5. 2	RPV 出口管台の PFM 解析の主な解析条件	36

図目次

図 2. 1	SA 模擬試験環境(155 °C、0.444 MPaG で 336 時間)におけるケーブル長さ 1メートル当たりの絶縁抵抗の経時変化	8
図 2. 2	BIS 法の測定原理	11
図 2. 3	BIS 法による FR-EPR ケーブルの劣化位置測定結果	11
図 2. 4	PEA 法による空間電荷測定の原理	12
図 2. 5	IM 法の測定原理	13
図 2. 6	FR-EPR ケーブルの絶縁体のカルボン酸に起因する赤外吸収ピーク (1713cm ⁻¹) 及び破断時伸び率の劣化時間依存性	14
図 2. 7	IEEE Std 383-1974 に準じた燃焼試験 (同時劣化 SiR ケーブル 1)	17
図 2. 8	JIS K 7201-2:2007 を参考とした酸素指数試験 (同時劣化 SiR ケーブル 1)	17
図 3. 1	累積照射量と圧縮強度比の関係 (骨材 E、骨材 F)	19
図 3. 2	加熱時間と圧縮強度比の関係 (骨材 E、骨材 F)	19
図 3. 3	累積照射量と圧縮強度比の関係 (骨材 E)	21
図 3. 4	加熱時間と圧縮強度比の関係 (骨材 E)	21
図 3. 5	累積照射量と圧縮強度比の関係 (骨材 F)	22
図 3. 6	加熱時間と圧縮強度比の関係 (骨材 F)	22
図 3. 7	骨材の ASR 試験フロー (例)	25
図 3. 8	コンクリート構造物の ASR 診断フロー (例)	28
図 4. 1	過去値、現在値及び将来値の 3 つの時期を活用した Δ CFF の比較のイメージ	29
図 5. 1	PFM 解析要領の構成	31
図 5. 2	欠陥検出性能のモデルケース	35
図 5. 3	RPV の亀裂貫通頻度に対する非破壊検査の効果	35
図 5. 4	RPV 出口管台の漏えい確率解析結果	37
図 5. 5	破壊試験結果と解析結果の比較	38

1. 序論

本研究では、原子力発電所の機器・構造物に想定される経年劣化事象の評価手法について技術的知見を拡充し、運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価における技術的妥当性の審査に資するため、平成 23 年度から平成 28 年度にかけて、以下の 4 項目を実施した。

1. 1 ケーブルの長期健全性評価に係る研究

原子力発電所の一部の安全系低圧ケーブルは、供用期間中の熱、放射線等による経年劣化を受けた後に事故に遭遇し、事故時の高温蒸気、高線量等の厳しい環境条件にさらされた場合であっても、絶縁機能を維持することが求められる^(参1.1)。このようなケーブルの長期健全性評価は、海外でも原子力発電所の長期運転に際して行われる審査等において重要な項目の一つとされており、各国において長期健全性試験や状態監視技術に関する試験研究等が行われるとともに^(参1.2)、規格基準類や国際標準^(参1.3)の整備が進められている。我が国においては、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故を契機として重大事故（Severe Accident。以下「SA」という。）対策が規制要件化されたことに伴い、一部のケーブルは SA 時においてもその機能を維持することが求められることとなった^(参1.4, 1.5)。このような背景を踏まえ、ケーブルの経年劣化及び SA を考慮した長期健全性評価に関する知見拡充を目的として、以下に示す項目の検討を行った。

常設重大事故等対処設備のうちケーブルの健全性評価手法の策定に関する研究では、平成 25～27 年度に行った国内外の技術調査及び劣化特性に係る試験の結果に基づき、SA 環境模擬試験条件を設定した。平成 27 年度からは、常設重大事故等対処設備として使用される低圧ケーブルと同型式のケーブルに熱及び放射線による同時劣化（以下「同時劣化」という。）処理により経年劣化を付与した上で、これらを上記で設定した SA 環境模擬試験条件に暴露し、試験中の各ケーブルの絶縁抵抗を測定した。

ケーブル状態監視技術等に関する研究では、ケーブル状態監視技術に関する研究と絶縁材料用高分子材料の熱及び放射線による構造変化に関する試験研究を行った。平成 23～25 年度に周波数領域反射法（Frequency Domain Reflectometry。以下「FDR 法」という。）の一種である広帯域インピーダンス分光法（Broadband Impedance Spectroscopy。以下「BIS 法」という。）について、劣化位置標定性能の検証等を行った。平成 26 年度からは、線路共鳴解析法（Line Resonance Analysis Method。以下「LIRA 法」という。）、パルス静電応力法（Pulsed Electro-Acoustic Method。以下「PEA 法」という。）を用いた空間電荷測定法及びインデントモジュラス測定法（Indenter Modulus Measurement。以下「IM 法」という。）についても、劣化評価の能力を調査した。さらに、原子力発電所で使用されているケーブルを対象として、劣化処理によるそれぞれのケーブルの絶縁材料の構造変化について機器分析等により調査を行った。また、平成 27～28 年度に、ケーブルの難燃性に対する経年劣化の影響を確認するため、同時劣化ケーブルの燃焼試験及び酸素指数測定試験を実施した。

本報告は、平成 23～25 年度の株式会社三菱総合研究所及び平成 26～28 年度の学校法人早稲田大学への委託研究の成果並びに原子力規制庁で実施した委託研究データの分析結果をまとめたものである。

1. 2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究

1. 2. 1 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価

実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準（平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定）^(参 1.5)では、コンクリート構造物の放射線照射に伴うコンクリートの強度低下に関する技術的な評価の結果への要求事項として、「コンクリート構造物の累積放射線照射量が、コンクリート強度に影響を及ぼす可能性のある値を超えている又は超える可能性が認められる場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。」が示されている。

コンクリートを構成する骨材では、岩石鉱物である石英（ α -quartz）が中性子照射によって膨張することが知られている。この膨張は中性子照射により石英の結晶構造がメタミクト化（放射線によって結晶格子が破壊され、X 線回折によって非晶質とみなされる状態）することに起因することが報告されている。また、メタミクト化は鉱物の密度や硬さの低下をもたらすことが知られている。さらに、ガンマ線発熱によるコンクリート内部の温度上昇に伴うコンクリート中の水分の散逸や、コンクリート中の水分が放射線分解に伴い水素と酸素に分解し蒸発することが考えられる。

本研究では、コンクリートの強度と累積放射線照射量との関係を整理して運転期間延長認可申請の審査に係る知見を拡充することを目的として、以下の試験を実施した。

平成 23～24 年度に、中性子及びガンマ線照射試験を計画し、平成 25 年度から照射試験を開始した。平成 26～27 年度は、中性子及びガンマ線照射試験の継続並びにコンクリート及びコンクリート材料（セメントペースト及び骨材）の物理特性に及ぼす影響を評価するための材料試験を行い、データ取得と分析を実施した。供試材としては、メタミクト化に着目して石英含有量の異なる 2 種類のシリケート系岩石を骨材とするコンクリート材料を選定した。平成 28 年度は、材料試験を継続するとともに、得られたデータから累積放射線照射量と強度劣化の関係を整理した。

本研究は、平成 23～28 年度に株式会社三菱総合研究所への委託により実施されたものであり、本報告は本委託研究の成果をまとめたものである。

1. 2. 2 コンクリート構造物のアルカリ骨材反応に関する研究

実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準^(参 1.5)では、コンクリート構造物のアルカリ骨材反応（以下「ASR」という。）に伴うコンクリートの強度低下に関する技術的な評価の結果への要求事項として、「コンクリート構造物にアルカリ骨材反応による有意なひび割れが発生している場合は、耐力評価を行い、その結果、当該部位を構成する部材又

は構造体の耐力が設計荷重を上回ること。」が示されている。

ASR の抑制対策は、国土交通省より、2002 年 8 月に「アルカリ骨材反応抑制対策」として、コンクリート中のアルカリ総量規制、ASR 抑制効果のある混和材の使用あるいは混合セメントの使用及び試験により無害と判定された骨材の使用が通達された。

このような状況の下、JIS A 5308（レディーミクストコンクリート）^(参1.6)では、2003 年 12 月に「アルカリシリカ反応抑制対策の方法」として、アルカリ総量規制、抑制効果のある混合セメントの使用及び安全と認められる骨材の使用が規定された。

原子力施設のコンクリートに使用する骨材の ASR 評価は、一般社団法人日本建築学会 JASS 5N「原子力発電所施設における鉄筋コンクリート工事 2013」において JIS の方法（JIS A 1145 化学法^(参1.7)又は JIS A 1146 モルタルバー法^(参1.8)）により行うことが規定されている。

しかし近年、これまで ASR の主要な原因と考えられてきた急速膨張性骨材以外に、遅延膨張性骨材（10 数年以上経過してからコンクリートにひび割れを生じる。）による劣化事例が一般構造物で報告されており、JIS の方法は遅延膨張性骨材の ASR 評価に適用できないことが指摘されている^(参1.9)。原子力施設のコンクリート構造物は建設から解体まで長期間供用されるため、遅延膨張性骨材を含む全ての反応性骨材に有効な ASR の評価方法が必要である。

さらに、原子力施設のコンクリート構造物については、廃止措置期間を含む長期健全性を評価するため、ASR 発生の有無、進行度の判定及び将来の進行予測を確認する有効な ASR 診断方法が必要である。

平成 26～28 年度は、平成 25 年度に独立行政法人原子力安全基盤機構が国内外の文献及び技術資料の調査結果を基に提案した骨材の ASR 試験フローの案及びコンクリート構造物の ASR 診断フローの案^(参1.10)について、国内の反応性骨材を調査・選定し、国内外の骨材試験方法の比較並びに ASR により劣化した試験体及びコンクリート構造物から採取したコアサンプルによる試験を実施し、それらの適用性を検証した。

本研究は、平成 26～28 年度に株式会社三菱総合研究所への委託により実施されたものであり、本報告は本委託研究の成果をまとめたものである。

1. 3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究

実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド（平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定）では、延長しようとする期間における運転に伴い生ずる原子炉その他の設備の劣化の状況に関する技術的な評価で対象とする機器・構造物及び評価手法は、実用発電用原子炉施設における高経年化審査ガイド（平成 25 年 7 月 8 日原子力規制庁長官決定）（以下「高経年化審査ガイド」という。）における運転開始後 40 年を迎える発電用原子炉に係る発電用原子炉施設についての経年劣化に関する技術的な評価におけるものと同様とすることが示されている。また、高経年化審査ガイドでは、常設重大事故等対処設備

に属する機器及び構造物に係る高経年化技術評価の実施及び見直しについて、実施体制を審査することが示されている。

本研究では、プラントのリスクの変化を確認する手法に関する技術的な知見の取得を目的とした。具体的には、常設重大事故等対処設備に属する機器及び構造物に対する経年劣化を考慮した保全活動に関する技術的な評価の考え方として、運転開始後 40 年を迎える発電用原子炉における機器及び構造物の経年劣化に伴うリスクの変化を推定することにより、保全活動において重点的に確認すべき内容を抽出する方法に関する知見を取得するために、以下を実施した。

平成 23～25 年度は、経年プラントにおける保全活動の違いに伴う機器、設備等の故障確率の差違により、プラントのリスクを確認することが可能か予備的に検討した。その結果、保全活動に伴う過去、現在及び将来の 3 つの時期における機器、設備等の故障確率を入力条件として利用した確率論的リスク評価を実施し、炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度の差分を比較することで、保全活動の有効性をリスクで表現する方法を具体化することとした。その結果を受けて平成 26～27 年度は、機器、設備等の経年劣化事象への保全活動の実施状況（未実施又は実施済）によって機器、設備等に想定される故障確率の変化を考慮する簡略な経年劣化モデルを用いて、起因事象の発生頻度が変化しないと仮定した簡略な確率論的リスク評価を実施する方法について検討し、保全活動の見直し前後における確率論的リスク評価の解析により過去から現在まで及び現在から将来までの炉心損傷頻度又は格納容器破損頻度の差分を算出し比較する手順としてまとめた。また、加圧水型原子炉（Pressurized Water Reactor。以下「PWR」という。）及び沸騰水型原子炉（Boiling Water Reactor。以下「BWR」という。）について、全交流動力電源喪失を事故シーケンスとしたシナリオを想定して、PWR については動的機器での直線モデルと静的機器での指数モデルによる試解析を、BWR については配管の経年劣化事象に注目した試解析を実施し、保全活動の違いに伴うプラントのリスクの変化を確認した。

本研究は、平成 23～26 年度に株式会社三菱総合研究所、平成 27 年度に一般財団法人エネルギー総合工学研究所への委託により実施されたものであり、本報告は本委託研究の成果をまとめたものである。

1. 4 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究

PWR の運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査において、原子炉圧力容器（Reactor Pressure Vessel。以下「RPV」という。）を対象に実施されている加圧熱衝撃（Pressurized Thermal Shock。以下「PTS」という。）事象に対する健全性評価は、一般社団法人日本電気協会の技術規程^(参 1.11)に基づく決定論的評価手法により実施されている。一方、米国では確率論的破壊力学（Probabilistic Fracture Mechanics。以下「PFM」という。）に基づく評価が原子力規制に活用されており^(参 1.12)、PFM による健全性評価に係る知見の拡充を図るため、以下に示す項目を実施した。

平成 23～25 年度は、現行の RPV の炉心領域部に対する健全性評価手法について技術的根拠を確認するとともに、炉心領域部以外に関する健全性評価手法について技術的課題を整理した。平成 26～27 年度は、RPV の破損頻度評価のための PFM 解析コードの機能を整備するとともに、PFM 解析の手順や手法等とその技術的根拠について PFM 解析要領^(参1.13)としてまとめた。また、非破壊検査が RPV の破損頻度に及ぼす影響について評価事例をまとめるなど、PFM の活用方策を検討した。一次系配管については、考慮すべき経年劣化事象を整理し、PFM 解析コードの機能を整備した。さらに、設計基準を超える事故時における RPV 等の圧力バウンダリ機器の構造健全性を評価するため、必要な評価手法をまとめるとともに、OECD/NEA（欧州経済協力開発機構／原子力機関）が主催する国際ベンチマーク解析プロジェクト COSSAL（Components and Structures under Severe Accident Loading）に参加し、本事業で整備した評価手法の有効性を確認した^(参1.14)。

本研究は、平成 23～24 年度に株式会社三菱総合研究所、平成 25～27 年度に国立研究開発法人日本原子力研究開発機構への委託により実施されたものであり、本報告は本委託研究の成果をまとめたものである。

2. ケーブルの長期健全性評価に係る研究

2. 1 常設重大事故等対処設備のうちケーブルの健全性評価手法の策定に関する研究

平成 23 年に発生した東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故では、原子炉格納容器 (Containment Vessel。以下「CV」という。) 内の温度が、1 号機で 500°C 以上、2 号機で約 280°C、3 号機で 400°C 以上になったと推定され、CV 内の計装系で機能しないものが発生するとともに、計測値にもばらつきが見られた^(参2.1, 2.2)。このため、原子力規制委員会の定める新規制基準においては、SA 等の対応に必要となるパラメータを推定するために有効な情報を把握できる計装設備の設置が要求事項となった^(参2.3)。本研究では、ケーブルの SA 環境下における絶縁性能に係る知見拡充を目的として、調査・試験を行った。

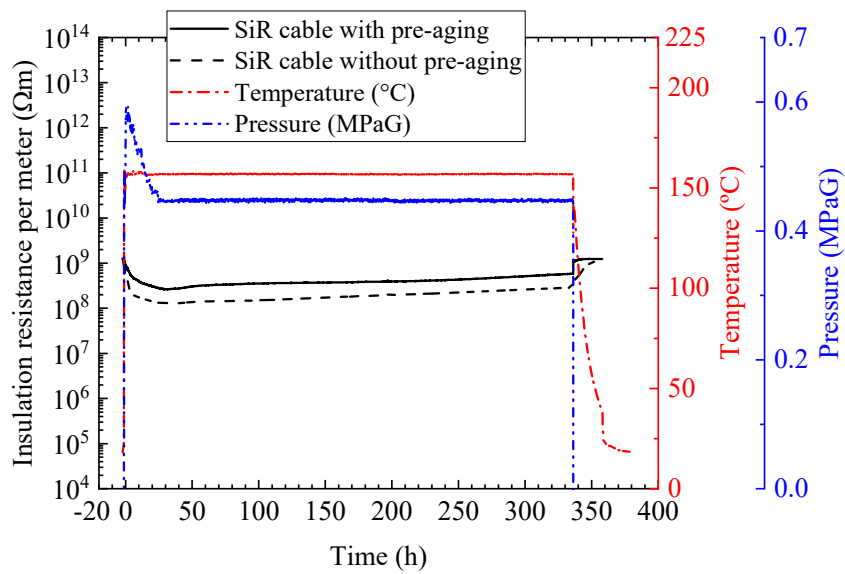
ケーブルの長期健全性評価手法については、通常運転時の経年劣化及び設計基準事故を考慮した試験方法が独立行政法人原子力安全基盤機構により「原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド」^(参2.4)として取りまとめられている。本研究では、同ガイドの手順を参考として、ケーブルに同時劣化処理を行った後、SA を模擬する蒸気暴露試験を行い、蒸気暴露中のケーブルの絶縁抵抗を連続的に測定した。まず、SA 環境を模擬した試験条件を設定するため、SA 環境条件に関する国内外の文献調査を行った。調査結果に基づき、新規制基準適合性審査における SA 対策の有効性評価において電気事業者より提示のあった原子炉格納容器内の雰囲気温度・圧力を踏まえ、試験条件を表 2.1 のとおり設定した。試験期間については、「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」(平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定)を踏まえた 7 日間 (168 時間) 及びより長期間の試験として 14 日間 (336 時間) とした。

試験対象ケーブルは、PWR プラントで使用されているシリコンゴム絶縁難燃シリコンゴムシースケーブル (以下「SiR ケーブル 1」という。) 及び難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁難燃クロロスルホン化ポリエチレンシースケーブル (以下「FR-EPR ケーブル 1」という。) 並びに BWR プラントで使用されているシリコンゴム絶縁難燃ガラス編組シースケーブル (以下「SiR ケーブル 2」という。) 及び難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁難燃クロロプレンゴムシースケーブル (以下「FR-EPR ケーブル 2」という。) とした。これらのケーブルに対し同時劣化処理 (温度 100°C、 γ 線線量率 100Gy/h) を実施して経年劣化を模擬した劣化ケーブルを試料とした。次に、SA 時の放射線劣化を模擬する照射試験及び SA 時の高温の蒸気環境を模擬する蒸気暴露試験をそれぞれ表 2.1 に示す条件で実施した。また、蒸気暴露試験中のケーブルの絶縁抵抗測定を行った。図 2.1 に試験結果の一例として、試験条件 1 の蒸気暴露中の SiR ケーブル 1 及び FR-EPR ケーブル 1 のケーブル長さ 1m 当たりの絶縁抵抗の経時変化を示す^(参2.5, 2.6)。いずれのケーブルについても、絶縁抵抗は $10^8 \Omega m$ 以上で推移し、蒸気暴露終了まで絶縁破壊は観測されなかった。他の試験条件においても、同様の結果が得られた。

表 2.1 SA 環境の模擬試験条件 (参 2.5~2.7)

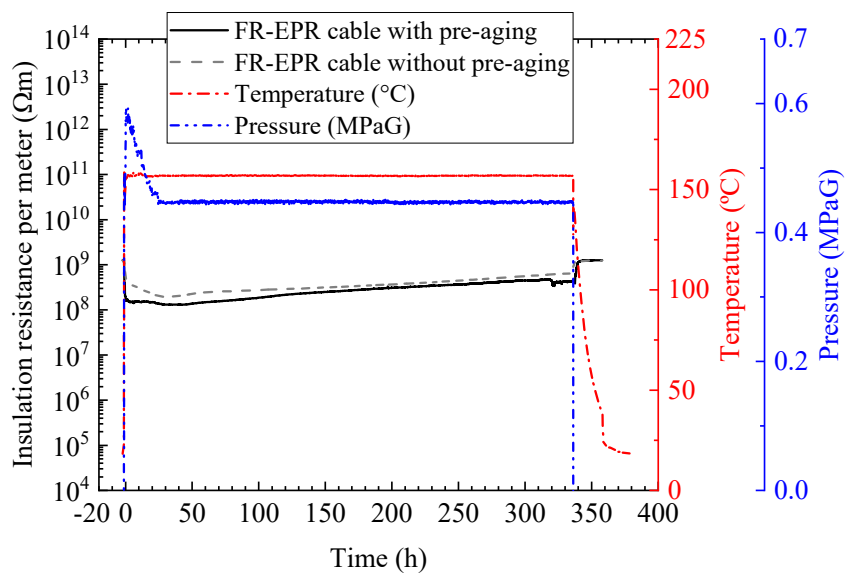
Table 2.1 Conditions for tests to simulate severe accident environment

条件	炉型	放射線暴露 (kGy)	蒸気暴露		
			温度(°C)	圧力(MPaG)	試験期間(h)
条件 1	PWR	1000	155	0.444	336
条件 2	PWR	500	200	0.620	168
条件 3	BWR	1600	171	0.600	336
条件 4	BWR	800	200	0.620	168



(a) SiR ケーブル 1

(a) SiR cable 1



(b) FR-EPR ケーブル 1

(b) FR-EPR cable 1

図 2.1 SA 模擬試験環境(155 °C、0.444 MPaG で 336 時間)における
ケーブル長さ 1 メートル当たりの絶縁抵抗の経時変化 (参 2.5, 2.6)

Fig.2.1 Electrical insulation resistance per meter as a function of time, under the steam exposure at 155 °C and 0.444 MPaG for 336 h to simulate severe accident condition

2. 2 ケーブル状態監視技術等に関する研究

安全上重要な電気・計装設備は、供用期間末期に設計基準事故による厳しい環境条件にさらされた場合においてもその機能を維持することが要求されている。これらの設備の長期健全性は、IEEE (Institute of Electrical and Electronics Engineers ; 電気・電子工学学会 (米国)) 規格等に基づき、通常運転時の経年劣化及び事故時の厳しい環境条件による劣化を模擬する型式試験 (以下「環境認定試験」という。) 結果を用いた長期健全性評価が行われている。しかしながら、環境認定試験では、経年劣化を模擬するための加速劣化処理の放射線線量率、温度等の条件設定によっては、原子力発電所におけるケーブルの劣化状況を適切に反映した評価ができない可能性が指摘されている^(参2.8, 2.9)。このため、原子力発電所の供用年数が長期化する状況においては、機器の状態監視により劣化状況を把握して長期健全性を確認することが重要である。

本研究では、安全上重要なケーブルの評価の高度化を図るため、安全系ケーブルに対する最新の状態監視技術の適用性に係る調査・試験を行った。また、ケーブルの状態監視技術は、劣化によるケーブル絶縁材料の分子構造の変化を電気的信号あるいは機械的強度・伸びとして測定し、劣化度等の評価を行うものであることから、高分子材料の熱及び放射線による分子構造の変化及びこれによる電気的・機械的特性に与える影響を調査し、絶縁機能低下メカニズムに関する技術的知見を得た。

2. 2. 1 ケーブル状態監視技術に関する研究

(1) BIS 法

BIS 法は、図 2.2 に示すように、ケーブルの特性インピーダンスが極性基の生成若しくは消失又は温度変化、架橋等により変化することを利用して、劣化位置の測定を行う方法である。

同時劣化により部分的に劣化した難燃エチレンプロピレンジエンゴム絶縁ケーブル (以下「FR-EPR ケーブル」という。) について、布設環境を模擬したモックアップを作製し、実布設環境におけるケーブルの劣化位置測定の可能性を検証した。その結果、図 2.3 に示すように、劣化が軽度であると考えられる状態においても、劣化付与位置付近に高温による誘電率の変化に起因した特性インピーダンスの変化によるピークが検出できることを確認した^(参2.10)。また、FR-EPR ケーブルを用いて歪み箇所の位置を測定した結果、歪みが与えられる前のケーブルのスペクトルが既知であれば、そのスペクトルと差分を取ることで、ケーブルに与えた幅 1cm 程の歪み位置を測定できることが分かった^(参2.10)。

次に、LIRA 法と劣化位置測定能力の比較を行った。試験は、同時劣化を与えた FR-EPR ケーブル、架橋ポリエチレン絶縁三重同軸ケーブル (以下「XLPE 同軸ケーブル」という。)、SiR ケーブル及びポリエーテルエーテルケトン絶縁ケーブル (以下「PEEK ケーブル」という。) を用いて行った。その結果、FR-EPR ケーブル、XLPE 同軸ケーブル及び SiR ケーブルについては、ケーブル長が数 100m 以内の場合、位置分解能及び検出感度において、LIRA 法

と比較して BIS 法の方が優れていることが分かった。これは、LIRA 法は測定最高周波数域が 100MHz であるが、BIS 法は使用している測定器の実用最高周波数域が 1.5GHz 程度と高いことによる。また、SiR ケーブルについては、BIS 法では局所的な温度上昇位置測定は可能であるが、LIRA 法では測定できないことが分かった^(参 2.11)。また、PEEK ケーブルについては、BIS 法と LIRA 法での劣化位置測定は困難であることが分かった。

BIS 法の実機適用性試験として、一般産業の工場において長期間使用されたケーブルに対し、実際に布設された状態において劣化測定を行い、技術的課題を抽出した。実布設ケーブルでの評価の結果、BIS 法による劣化位置測定を行うためには、布設状態に起因する信号と劣化に起因する信号を区別する必要があることが確認された。

これら研究の結果、BIS 法はケーブル絶縁体の加熱位置又は劣化位置を検出可能であるが、より位置測定精度を向上するには、ケーブル長に合わせた最適な測定周波数域を選定するとともに、未劣化時との差分を取ることが有効であることが分かった。また、BIS 法はケーブルの特性インピーダンスの変化箇所を検出していることから、ケーブルの静電容量の変化するケーブルの屈曲部分においても特性インピーダンスが変化する。実際に布設されたケーブルでは、ケーブルの布設状態は変化しないことより、定期的に測定を行い、初期値又は布設後測定を開始した時点での測定結果との差分データを監視することにより、ケーブルの劣化傾向を監視することができると考えられる。また、ケーブルの局所的加熱に起因する特性インピーダンスの変化も検出されることから、ケーブル布設ルート上で局所的に高温となり劣化の進行が他よりも早くなる可能性のある箇所の把握の手段としても有用である可能性があることが分かった。

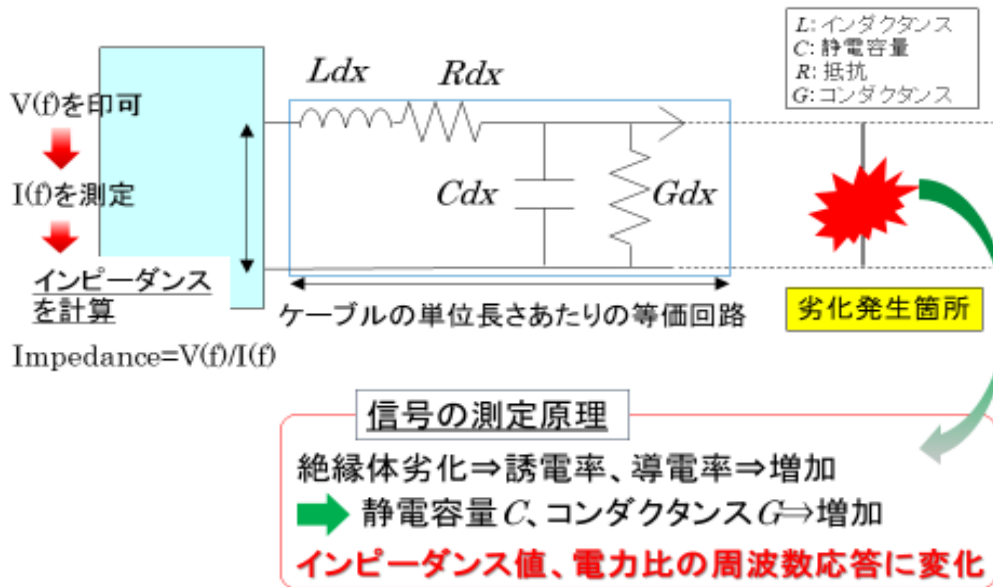


図 2.2 BIS 法の測定原理

Fig.2.2 Principle of BIS method

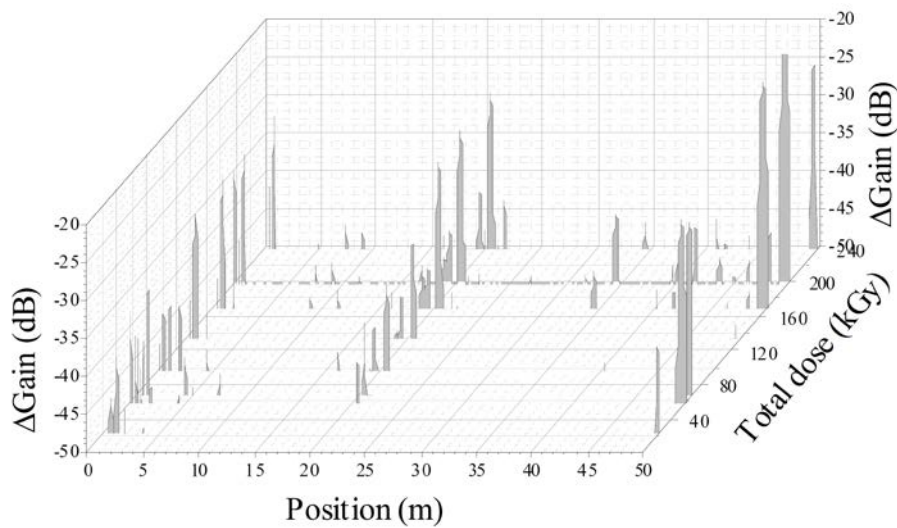


図 2.3 BIS 法による FR-EPR ケーブルの劣化位置測定結果 (参 2.10)

Fig.2.3 Results of degradation location for FR-EPR cable by BIS method

(2) PEA 法

PEA 法は、図 2.4 に示すように、電気-圧力変換効果を利用することで誘電体・絶縁材料内部の空間電荷の分布を非破壊で測定する方法である。空間電荷が存在する場所は、高分子の劣化により生成される極性基、架橋及び切断部分であり、空間電荷の分布を測定することで材料の劣化を電氣的に評価することができる。

熱劣化及び同時劣化した架橋ポリエチレン（以下「XLPE」という。）、難燃架橋ポリエチレン（以下「FR-XLPE」という。）及びシリコーンゴム（以下「SiR」という。）シート供試体の測定結果から、劣化による空間電荷蓄積挙動の差を確認することができた。SiR では、機械的劣化が進行するとともに空間電荷蓄積は減少し、XLPE 及び FR-XLPE とは異なる結果が得られた。XLPE、FR-XLPE 等のオレフィン系高分子材料では、放射線照射により、分子鎖切断が生じ、抵抗率は低下し空間電荷蓄積は増えるが、SiR では架橋反応が進行し、分子構造が剛直化することで伸び率等は低下するものの、抵抗率は上昇したため空間電荷蓄積は減少したと考えられる。

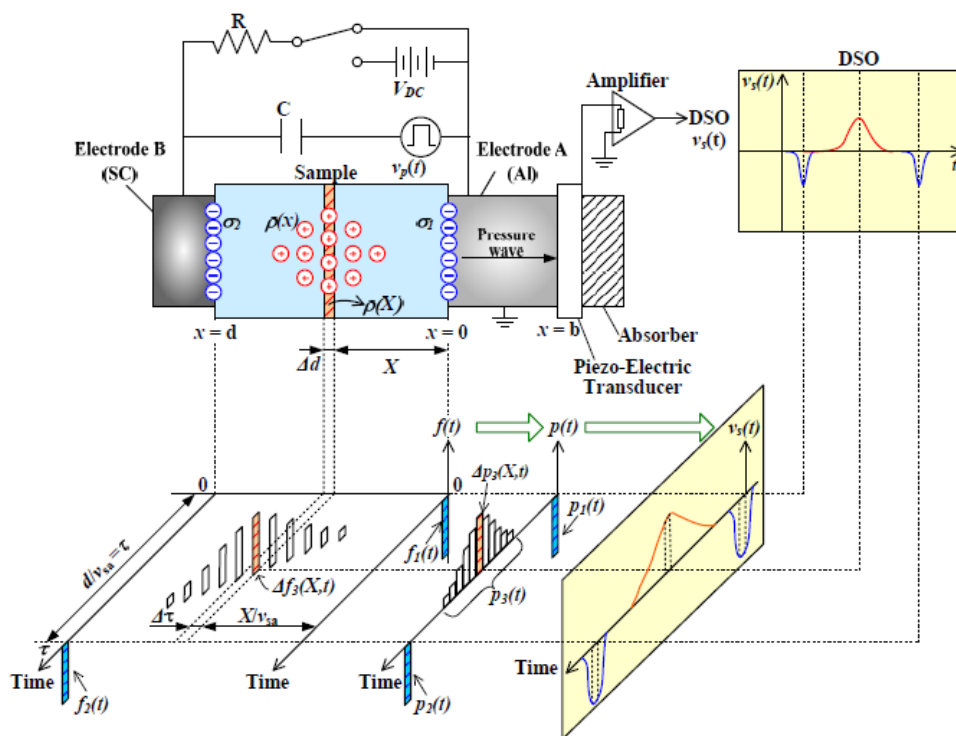
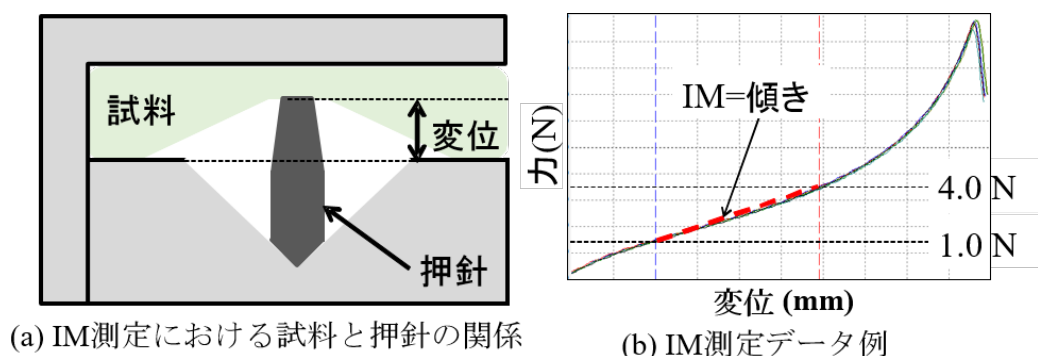


図 2.4 PEA 法による空間電荷測定原理

Fig. 2.4 Principle of PEA method for space charge measurement

(3) IM法

IM法は、図2.5に示すように、材料表面にインデントー（押針）を押し込み、その際の移動量に対する荷重の勾配を測定し、材料の表面硬さを求めるものである（参2.12）。試験の結果、FR-EPR、SiR及びPEEKについては、同時劣化により劣化時間に依存した硬化の進行を検出することができ、IMが劣化指標となり得ることを確認した。一方、FR-XLPE及びXLPEではゴム系に比べて有意な変化が小さいことが確認された。



$$IM (N/mm) = \frac{F_a - F_b}{x_{Fa} - x_{Fb}}$$

F_a : IMを計算する荷重の上限
 F_b : IMを計算する荷重の下限
 x_{Fa} : F_a となる時の押針の変位
 x_{Fb} : F_b となる時の押針の変位
 (荷重計算の範囲は1.0~4.0 N)

(c) インデントーモジュラス(IM)の求め方

図2.5 IM法の測定原理

Fig.2.5 Principle of IM method

2. 2. 2 絶縁材料用高分子材料の熱及び放射線による分子構造変化の試験研究

各絶縁材料の熱及び放射線による高分子絶縁材料の構造の変化を調査した。ケーブルの熱劣化と放射線劣化による絶縁性能の低下は絶縁材料の伸びの低下として顕著に表れる（参2.13）ことを踏まえ、破断時伸び率（Elongation at Break。以下「EAB」という。）（参2.14, 2.15）を劣化指標として、これと高分子構造との関係を中心に、機器分析等で調査を行った。

図2.6に示すように、XLPE、FR-XLPE及びFR-EPRについては、EABは同時劣化及び熱劣化いずれでも劣化時間とともに低下し、同時劣化でより早期に低下が見られた。また、赤外吸収スペクトル測定から、同時劣化試料では、劣化時間の増加とともに、カルボン酸に起因する赤外吸収が増加することが分かった。カルボン酸は、分子鎖の切断を伴う酸化反応により切断された分子鎖の末端に生成するものである。このことから、同時劣化試料に

においては、酸化劣化に伴う分子鎖の切断が起こっており、EAB の低下をもたらしたと推定できる。一方、熱劣化試料では、EAB は低下するが、カルボン酸生成量の増加は見られず、酸化反応に伴う分子鎖の切断は EAB 低下の要因ではない可能性があることが分かった (参 2.16)。

SiR については、赤外吸収スペクトル測定結果からは、劣化によるカルボニル基の生成は確認されず、メチル基切断後に架橋が進行し、さらに劣化が進行すると Si-O 結合からなる分子鎖が切断されることが分かった。また、熱劣化では、初期は架橋が進行し、劣化処理時間が長くなると分子鎖切断による崩壊に推移するが、同時劣化では初期から崩壊が起こる。このように、熱劣化と同時劣化では劣化メカニズムが異なる可能性があることが分かった (参 2.17)。

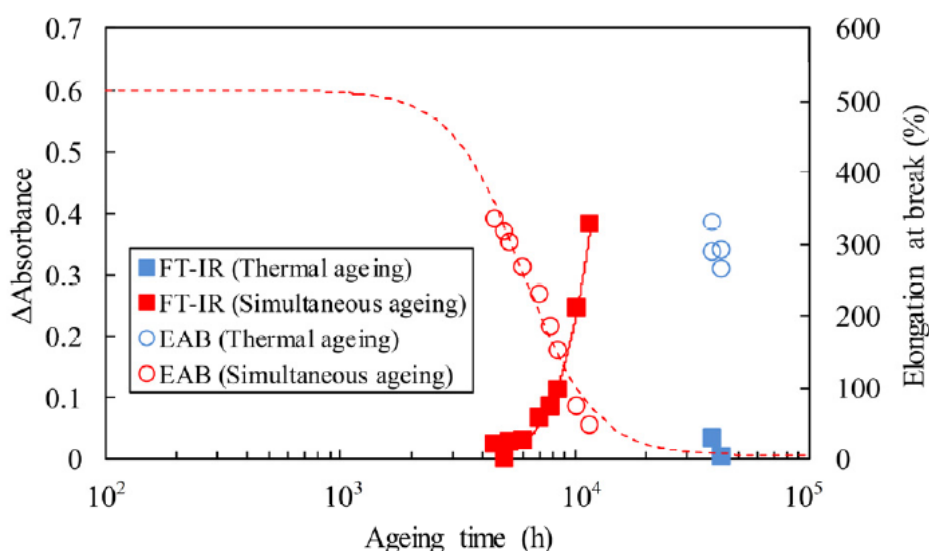


図 2.6 FR-EPR ケーブルの絶縁体のカルボン酸に起因する赤外吸収ピーク (1713cm^{-1}) 及び破断時伸び率の劣化時間依存性 (参 2.16)

Fig. 2.6 Changes in infrared absorption due to carbonyl acid at 1713 cm^{-1} and elongation at break, as a function of aging time

PEEK の劣化は主に酸化反応によるものであり、分子鎖切断後に架橋が進行することが分かった。また、初期の劣化状態では、EAB は低下するものの、赤外吸収、核磁気共鳴等の機器分析では顕著な差が見られなかったことから、初期段階の劣化を検知するには、EAB を用いることが有効であることが分かった。さらに、種々の条件下で劣化させた PEEK の電気伝導度の時間依存性から、電気伝導度は、 290°C での熱劣化を除き劣化の影響を受けておらず、 260°C 以下では低い伝導度で推移していることが分かった。このことから、低い温度領域では、電気伝導度に影響を及ぼす同時劣化による構造変化はないと考えられる。

次に、ケーブルの難燃性に対する経年劣化の影響を確認するための試験を実施した。対象ケーブルは、SiR ケーブル 2 種類、FR-EPR ケーブル 2 種類及び FR-XLPE ケーブル 1 種類とした。表 2.2 に、これらのケーブル名称及び使用材料を示す。これらの未使用ケーブル（以下「未劣化ケーブル」という。）に対し同時劣化処理（温度 100℃、 γ 線線量率 100Gy/h）を実施して経年劣化を模擬した劣化ケーブルを試料とした。劣化処理時間は、SiR ケーブル 1 及び FR-EPR ケーブル 1 については、ケーブルの絶縁体の破断時伸び率が劣化指標管理値案として示されている値（SiR ケーブル 1 は 40%、FR-EPR ケーブル 1 は 210%）^(参2.18)まで低下する期間を目安として設定し、その他のケーブル種類では、冷却材喪失事故を模擬する試験に合格したケーブルの最長劣化処理時間^(参2.18)を用いた。これらのケーブルについて、IEEE Std 383-1974^(参2.19) 及び IEEE Std 1202-2006^(参2.20) に準じた燃焼試験及び JIS K 7201-2:2007^(参2.21) を参考として酸素指数試験を行った。酸素指数とは、試料が有炎燃焼を維持するのに必要な 23℃±2℃の酸素と窒素との混合ガスの最小酸素濃度（体積分率）^(参2.21) と定義される燃えやすさの指標であり、この値が小さいほどその材料が燃えやすいことを意味する。図 2.7 に IEEE Std 383-1974 を参考とした SiR ケーブル 1 の燃焼試験の実施状況を示す。また、図 2.8 に酸素指数試験の状況を示す。さらに、表 2.2 に燃焼試験及び酸素指数試験の結果を示す。IEEE Std 383-1974 及び IEEE Std 1202-2006 の燃焼試験では、判定基準としてシースの炭化距離（Charred height）が示されている。これらは、両規格でそれぞれ 1800mm 以下、1500mm 以下とされている。表 2.2 に示すように、同時劣化ケーブルは、これらの判定基準を満足することを確認した。また、酸素指数試験では、いずれのケーブル種類についても、同時劣化ケーブルは未劣化ケーブルと比較して酸素指数が増加しており、ケーブルの難燃性は同時劣化処理により低下しない結果が得られた^(参2.22)。

表 2.2 燃焼試験及び酸素指数試験の結果 (参 2.22)

Table 2.2 Results of flame-propagation test and oxygen index test

ケーブル 名称	絶縁体	事前劣 化期間 (h)	IEEE Std 383- 1974		IEEE Std 1202- 2006		JIS K 7201- 2:2007
	ジャケット		シース 炭化 距離 (mm)	結果	シース 炭化 距離 (mm)	結果	酸素 指数 (%)
SiR ケーブル 1	シリコーンゴム	0	500	Pass	680	Pass	39.3
	シリコーンゴム	3,552	660	Pass	710	Pass	42.9
SiR ケーブル 2	シリコーンゴム	0	790	Pass	570	Pass	>100
	ガラス編組	3,856	400	Pass	-	-	>100
FR-EPR ケーブル 1	難燃エチレンプロピレ ンジエンゴム	0	860	Pass	830	Pass	37.5
	クロロスルホン化ポリ エチレン	8,418	880	Pass	1180	Pass	47.3
FR-EPR ケーブル 2	難燃エチレンプロピレ ンジエンゴム	0	710	Pass	840	Pass	44.3
	クロロプレングム	11,646	640	Pass	-	-	54.9
FR-XLPE ケーブル	難燃架橋ポリエチレン	0	740	Pass	1060	Pass	33.2
	難燃特殊耐熱ビニル	5,476	910	Pass	1060	Pass	37.6



(a) 試験開始前 (b) 10 分後 (c) 20 分後
 (a) Before test (b) 10 minutes passed (c) 20 minutes passed

図 2.7 IEEE Std 383-1974 に準じた燃焼試験
 (同時劣化 SiR ケーブル 1) (参 2.22)

Fig.2.7 Flame-propagation test conducted in accordance with IEEE Std 383-1974 for SiR cable 1 pre-aged by simultaneous thermal and radiation exposure



図 2.8 JIS K 7201-2:2007 を参考とした酸素指数試験
 (同時劣化 SiR ケーブル 1) (参 2.22)

Fig.2.8 Oxygen index test in accordance with JIS K 7201-2:2007 for SiR cable 1 pre-aged by simultaneous thermal and radiation exposure

3. コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究

3. 1 放射線照射によるコンクリート強度劣化評価

3. 1. 1 中性子照射の影響評価

コンクリート試験体（粗骨材（最大直径 13mm）：川砂利（骨材 E）及び凝灰岩（骨材 F）、細骨材：山砂、セメント：早強ポルトランドセメント、水セメント比：0.50、試験体寸法：直径 40mm、高さ 60mm）を作製し、4水準（ 7.78×10^{18} 、 1.41×10^{19} 、 4.58×10^{19} 、 9.20×10^{19} n/cm²（E>0.1 MeV））の高速中性子照射量（対象としたコンクリート試験体における累積照射量の平均値）までの照射試験をノルウェーエネルギー技術研究所の研究炉 JEEP II で実施した後、照射試験体の材料試験を実施した。圧縮強度試験の結果を図 3.1 及び図 3.2 に示す。ここで、図 3.1 の縦軸に示した圧縮強度比は、中性子照射を行ったコンクリート試験体の圧縮強度と 20℃で封かん養生した非照射でのコンクリート試験体の圧縮強度との比であり、20℃で封かん養生した非照射でのコンクリート試験体の結果を分母としている。また、図 3.2 の縦軸に示した圧縮強度比は、中性子照射を行ったコンクリート試験体の温度履歴を模擬した非照射・加熱試験でのコンクリート試験体の圧縮強度と 20℃で封かん養生した非照射でのコンクリート試験体の圧縮強度との比であり、20℃で封かん養生した非照射でのコンクリート試験体の結果を分母としている。

図 3.1 に示すように、中性子照射試験において中性子照射量が 7.78×10^{18} n/cm² と 1.41×10^{19} n/cm² のコンクリート試験体では、圧縮強度比は大きく低下していないが、 4.58×10^{19} n/cm² と 9.20×10^{19} n/cm² では大きく低下した。また、照射試験中の温度履歴を模擬した加熱試験では、図 3.2 に示すように、加熱による圧縮強度比への影響は、中性子照射の影響と比較して小さいことを確認した。このことから、Hilsdorf らの論文^(参3.1) 及び Field らの論文^(参3.2) と同様に、中性子照射量が 1×10^{19} n/cm² を超える場合は、コンクリートの圧縮強度を低下させる可能性があることを確認した^(参3.3)。

また、凝灰岩（骨材 F）を用いたコンクリート試験体の方が圧縮強度比の低下が大きい結果となった。既往の研究により、骨材中の岩石鉱物である石英（ α -quartz）が中性子照射によって膨張することが知られている^(参3.4~3.7)。試験で活用した粗骨材の石英（ α -quartz）の量は、凝灰岩（骨材 F）が約 92%、川砂利（骨材 E）が約 47%であり、凝灰岩（骨材 F）の方が川砂利（骨材 E）よりも多い。そのため、凝灰岩（骨材 F）を用いたコンクリート試験体の方が中性子照射による粗骨材の膨張率が高く、粗骨材の膨張とセメントペーストの乾燥収縮によりセメントペースト中に多くのひび割れが生じたことで、凝灰岩（骨材 F）を用いたコンクリート試験体の方が圧縮強度比の低下は大きかった^(参3.3)。

なお、中性子照射量が 9.20×10^{19} n/cm² のコンクリート試験体は 4.58×10^{19} n/cm² と同等の圧縮強度比となった。これは、コンクリート試験体の体積膨張が当初の予想よりも大きかったため試験用キャプセルの拘束を外力として受けたことで、モルタル内部の空隙が押し潰されたためと推測される。そのため、図 3.1 における 9.20×10^{19} n/cm² でのコンクリート試験体の圧縮強度比の結果（丸点線内）は参考データとした。

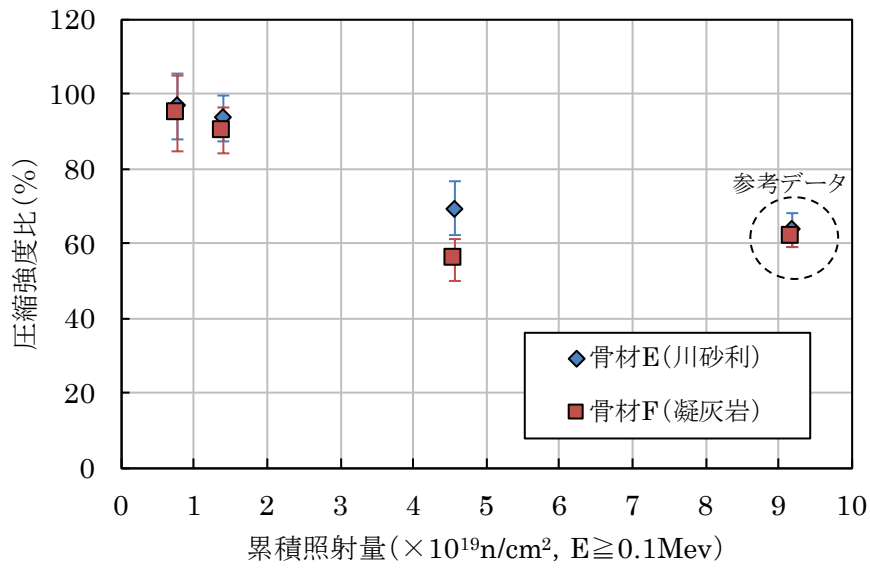


図 3.1 累積照射量と圧縮強度比の関係 (骨材 E、骨材 F)

Fig. 3.1 Relations of estimated dose and compressive strength ratio

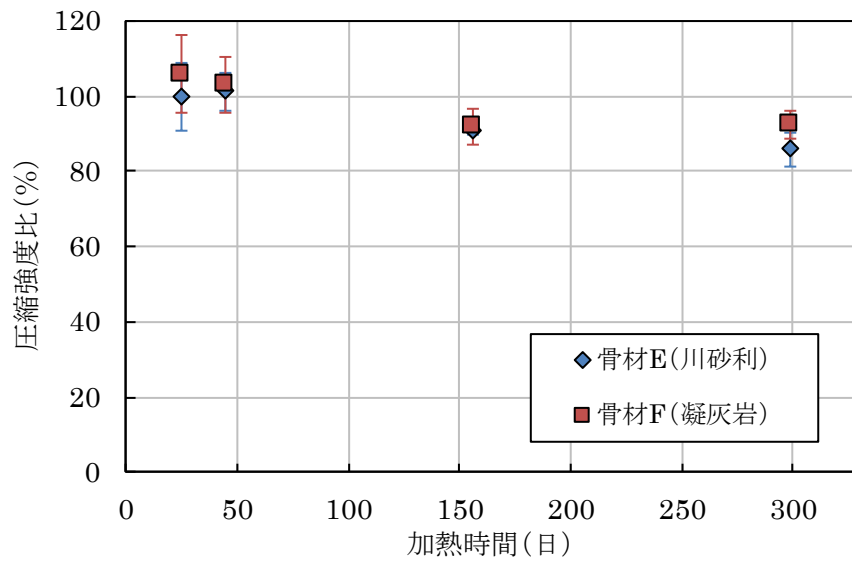


図 3.2 加熱時間と圧縮強度比の関係 (骨材 E、骨材 F)

Fig. 3.2 Relations of heating periods and compressive strength ratio

3. 1. 2 ガンマ線照射の影響評価

中性子照射試験と同じ仕様のコンクリート試験体（粗骨材（最大直径 13mm）：川砂利（骨材 E）及び凝灰岩（骨材 F）、細骨材：山砂、セメント：早強ポルトランドセメント、水セメント比：0.50、試験体寸法：直径 40mm、高さ 60mm）を作製し、4 水準（ 2.75×10^4 、 5.38×10^4 、 1.09×10^5 、 2.08×10^5 kGy）のガンマ線照射量（対象としたコンクリート試験体における累積照射量）までの照射試験を国立研究開発法人量子科学技術研究開発機構の高崎量子応用研究所の⁶⁰Co 照射施設で実施した後、照射試験体の材料試験を実施した。川砂利（骨材 E）による圧縮強度試験の結果を図 3.3～3.6 に示す。ここで、図 3.3 及び図 3.5 の縦軸に示した圧縮強度比は、ガンマ線照射を行ったコンクリート試験体の圧縮強度と 20℃で封かん養生した非照射のコンクリート試験体の圧縮強度との比であり、20℃で封かん養生したコンクリート試験体の結果を分母としている。図 3.4 及び図 3.6 の縦軸に示した圧縮強度比は、ガンマ線照射試験での温度・湿度履歴を模擬した非照射・加熱試験を行ったコンクリート試験体の圧縮強度と 20℃で封かん養生した非照射のコンクリート試験体の圧縮強度との比である。また、図 3.4 及び図 3.6 はガンマ線照射試験における吸収線量率が 10 kGy/h 及び 1.25 kGy/h での温度・湿度履歴を模擬した非照射・加熱試験の圧縮強度比の結果である。

図 3.3 及び図 3.5 に示すように、4 水準のガンマ線照射量による川砂利（骨材 E）を用いたコンクリート試験体の圧縮強度比の低下は見られなかった。また、図 3.4 及び図 3.6 に示すように、照射試験中の温度履歴を模擬した加熱試験において、加熱による圧縮強度比の低下は見られなかった。これらの傾向は、凝灰岩（骨材 F）を用いたコンクリート試験体でも同様であった。このことから、ガンマ線照射量が 2×10^5 kGy までは、コンクリートの圧縮強度の低下が見られないことを確認した。

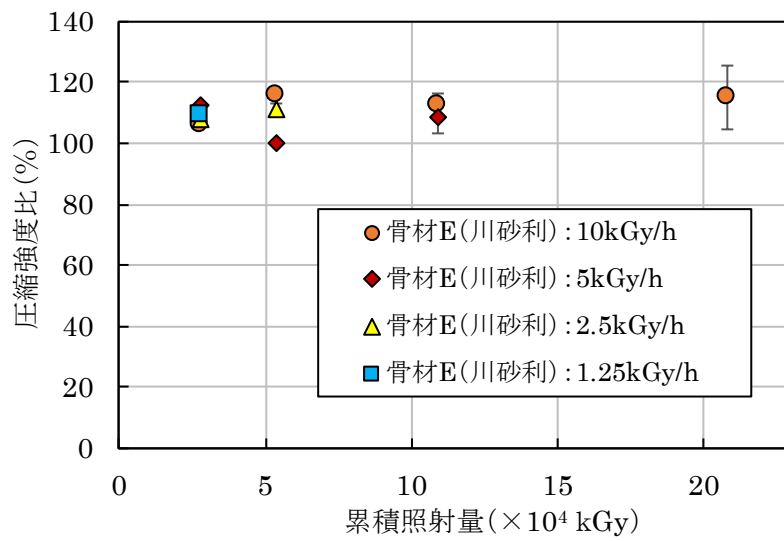


図 3.3 累積照射量と圧縮強度比の関係 (骨材 E)

Fig. 3.3 Relations of estimated dose and compressive strength ratio

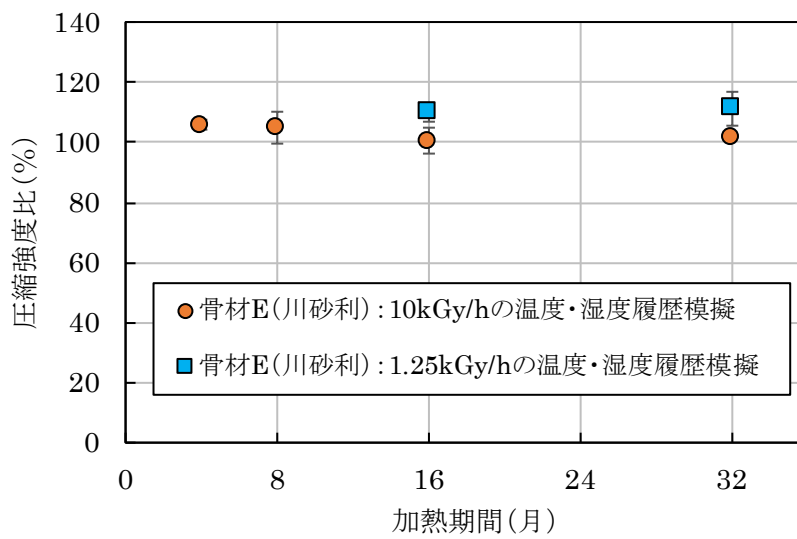


図 3.4 加熱時間と圧縮強度比の関係 (骨材 E)

Fig. 3.4 Relations of heating periods and compressive strength ratio

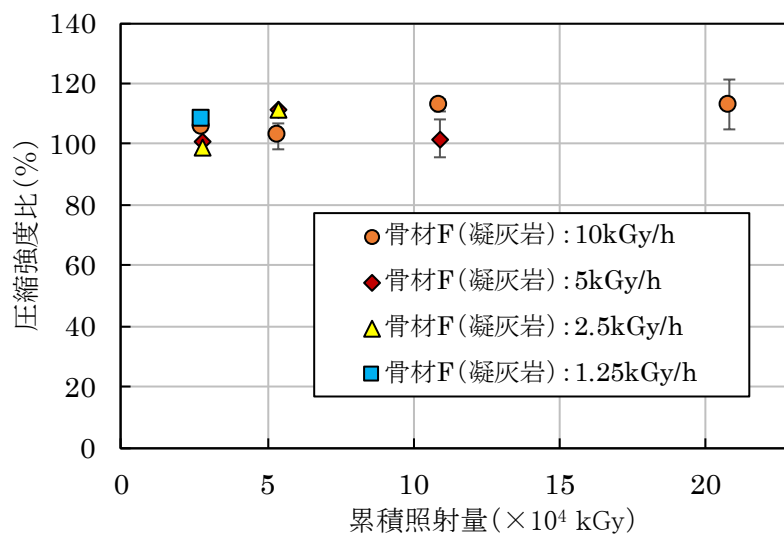


図 3.5 累積照射量と圧縮強度比の関係 (骨材 F)

Fig. 3.5 Relations of estimated dose and compressive strength ratio

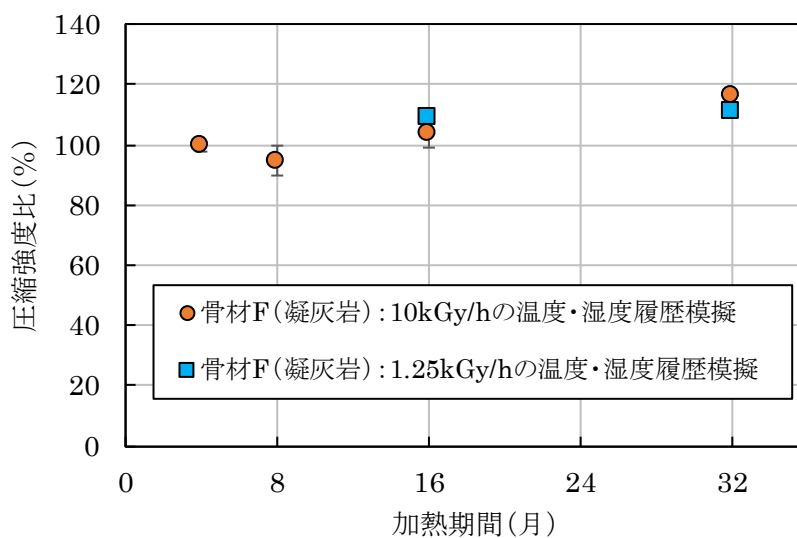


図 3.6 加熱時間と圧縮強度比の関係 (骨材 F)

Fig. 3.6 Relations of heating periods and compressive strength ratio

3. 2 コンクリート構造物の ASR (アルカリ骨材反応) に関する研究

3. 2. 1 骨材の ASR 試験方法の検討

(1) 骨材試験方法の比較

国内の試験方法 (JIS A 1145 化学法^(参1.7) 及び JIS A 1146 モルタルバー法^(参1.8)) と最新知見に基づき提案されている海外の試験方法 (RILEM AAR-2 促進モルタルバー法^(参3.8)、RILEM AAR-3 コンクリートプリズム試験^(参3.8) 及び RILEM AAR-4 促進コンクリートプリズム試験^(参3.8)) による骨材試験を行い、国内の急速膨張性骨材 (2種:TO、SI) と遅延膨張性骨材 (3種:WI、HE、GK) に対する有効性を確認した。RILEM AAR-3 及び RILEM AAR-4 は、アルカリ溶脱 (可溶性のアルカリ分が溶解して流出すること) の影響で膨張を過小評価している可能性が指摘されている^(参3.9, 3.10) ことから、アルカリ溶液を含む不織布を試験体に巻くアルカリラッピング (Alkali Wrapping。以下「AW」という。)^(参3.11) を採用した。表 3.1 に骨材試験方法の比較結果を示す。

表 3.1 に示すように、急速膨張性骨材は、どの試験方法でも無害でない又は有害と判定された。遅延膨張性骨材は、国内で用いられている JIS の試験方法では無害と判定されるが、海外の試験方法では有害と判定されることを確認した。また、遅延膨張性骨材 (WI) に対する RILEM AAR-4 による試験で、AW ありと AW なしを比較した結果、AW ありの膨張率が大きくなることを確認した。

表 3.1 骨材試験方法の比較結果
Table 3.1 Comparison of the aggregate test methods

試験方法	判定基準	急速膨張性骨材		遅延膨張性骨材		
		TO(北海道)	SI(北陸)	WI(関東)	HE(四国)	GK(九州)
JIS 化学法	—	無害でない	無害でない	無害でない	無害	無害
JIS モルタルバー法	材齢 26 週で 0.100%以上	無害でない (0.415%)	無害でない (0.216%)	無害 (0.038%)	無害 (0.059%)	無害 (0.022%)
RILEM AAR-2 (ASTM C1260 相当)	材齢 14 日で 0.10%以上	有害 (0.54%)	有害 (0.40%)	有害 (0.23%)	有害 (0.30%)	有害 (0.23%)
RILEM AAR-3 AW あり	材齢 52 週で 0.05%以上	有害 (0.242%)	有害 (0.205%)	有害 (0.095%)	有害 (0.097%)	無害 (0.046%)
RILEM AAR-4 AW あり	材齢 15 週で 0.03%以上	有害 (0.186%)	有害 (0.182%)	有害 (0.080%)	有害 (0.095%)	有害 (0.066%)
RILEM AAR-4 AW なし	材齢 15 週で 0.03%以上	有害 (0.215%)	—	有害 (0.037%)	—	—

(2) 骨材の ASR 試験フロー

選定した国内の急速膨張性骨材と遅延膨張性骨材を用いて、国内の試験方法と海外の試験方法を比較した結果を反映し、骨材の ASR 試験フローを検討した。図 3.7 に、骨材の ASR 試験フローの例を示し、以下に手順の概要を示す。

① 偏光顕微鏡観察

選定した骨材に対して、偏光顕微鏡観察で骨材の岩種及び鉱物を同定し、使用骨材の岩石学的特徴を把握する。

② 促進モルタルバー試験 (RILEM AAR-2)

RILEM AAR-2 (試験体の作製方法が詳細に規定されている RILEM AAR-2 と試験条件が同様の ASTM C1260 を準用) の促進モルタルバー試験を行い、骨材の反応性の有無を判定し、反応性有の場合は、偏光顕微鏡観察の結果と併せて、急速膨張性骨材かどうかを確認する。

③ 促進コンクリートプリズム試験 (NRA AAR-4)

偏光顕微鏡観察の結果と促進モルタルバー試験の結果から、急速膨張性骨材以外の場合は、NRA AAR-4 (RILEM AAR-4 を改善した方法: AW あり、実調合による試験) による促進コンクリートプリズム試験を行う。本試験により無害でないと判定された場合は使用不可とし、無害と判定された場合は、NRA AAR-3 によるコンクリートプリズム試験を行う。

④ コンクリートプリズム試験 (NRA AAR-3)

偏光顕微鏡観察の結果と促進モルタルバー試験の結果から、急速膨張性骨材の場合は、NRA AAR-3 (RILEM AAR-3 を改善した方法: AW あり、実調合による試験、アルカリ量 3 水準による試験) によるコンクリートプリズム試験を行う。本試験により無害でないと判定された場合は使用不可とし、無害と判定された場合は使用可能とする。

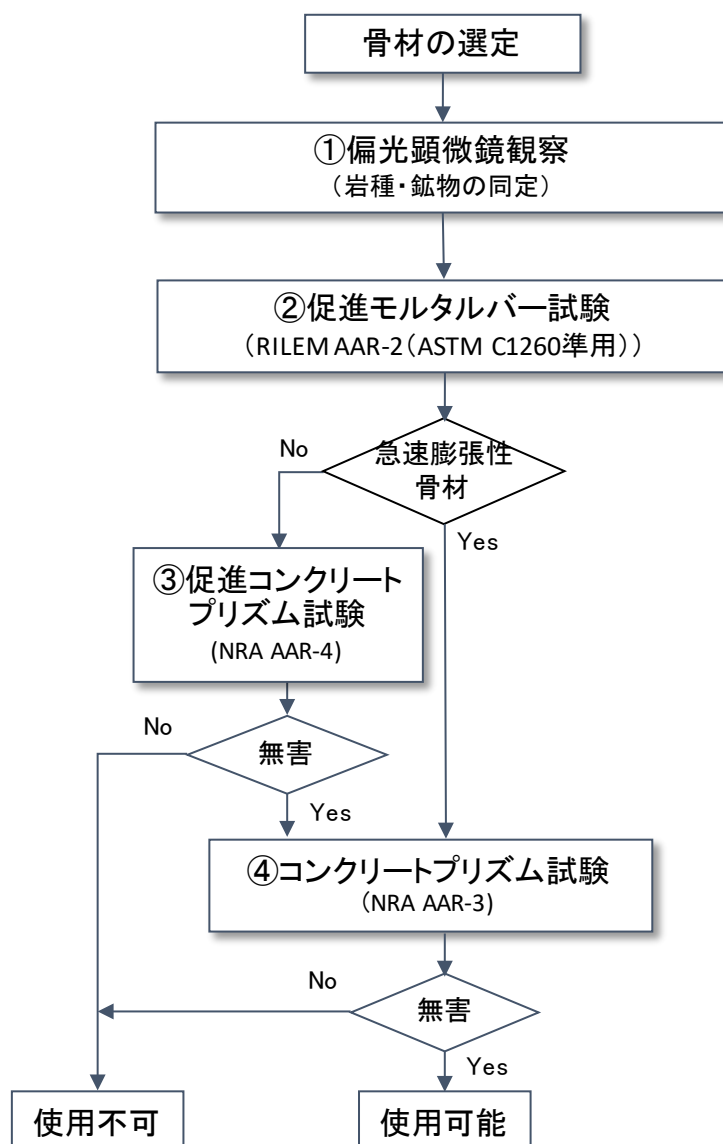


図 3.7 骨材の ASR 試験フロー (例)

Fig. 3.7 Example of ASR test flow for aggregate

3. 2. 2 コンクリート構造物の ASR 診断方法の検討

(1) ASR 診断方法

ASR 診断方法については、劣化進行段階の評価、促進膨張試験の評価及び ASR により劣化したコンクリート構造物による評価を実施し、以下の知見を得た。

① 劣化進行段階の評価

劣化進行段階（初期、中期、後期）の異なるコンクリート試験体から採取したコアサンプルの外観観察及び岩石学的試験を行い、各試験の結果から ASR による劣化状態の違いを確認することができた。

② 促進膨張試験の評価

拘束条件（鉄筋の有無）、環境条件（温度及びアルカリ量）、骨材種類（急速又は遅延）が異なる小型試験体（65cm 角）からコアサンプルを採取し、促進膨張試験（アルカリ溶液浸漬法^(参3.11)及び JCI-DD2 法^(参3.12)）を行った。

アルカリ溶液浸漬法（ $80\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、 $1\pm 0.01\text{mol}/1$ ）は、短期間で結果が得られ、骨材の潜在反応性を評価できるが、試験体寸法（ $\phi 50\text{mm}$ ）が小さくばらつきが大きいことに留意が必要である。また、JCI-DD2 法（ $40\pm 2^{\circ}\text{C}$ 、相対湿度 95%以上）は、コアサンプルの残存膨張性を評価することができるが、遅延膨張性骨材で試験期間が長くなる可能性がある。両試験方法とも、将来の ASR リスクを評価する際に、参考となる知見を得ることができる。

③ ASR により劣化したコンクリート構造物による評価

ASR により劣化したコンクリート構造物（セメント工場のキルン架台）からコアサンプルを採取し、外観観察、岩石学的試験及び促進膨張試験を行った。コンクリートの劣化状態、反応性骨材の種類、将来の ASR リスク等を評価できることから、各試験方法が ASR 診断方法としてコンクリート構造物に適用できることを確認した。

(2) ASR 診断フロー

劣化進行段階の評価、促進膨張試験の評価及び ASR により劣化したコンクリート構造物による評価の結果を反映し、コンクリート構造物の ASR 診断フローを検討した。図 3.8 にコンクリート構造物の ASR 診断フローの例を示し、以下に手順の概要を示す。

なお、各試験の結果は、信頼できる技術文書に基づく判断基準を参考に判断することとする。

① 自主点検（日常点検、定期点検等）：ASR によるひび割れ等、変状の検出

② 既存記録の調査：構造物の基本情報（図面、構造形式、使用材料、調合等）、点検記録

(ひび割れ、変状等)、補修・補強の記録及び地域情報(反応性骨材/ASRによる劣化事例の有無)

- ③ 現地調査：劣化状況(ひび割れ状況及び析出物の有無)、構造物の環境条件(温度、湿度、乾燥状態及び漏水の有無)
- ④ コアサンプルの外観観察(展開写真(可視光及び/又は蛍光法)及び/又は実体顕微鏡)：骨材の反応リム、骨材からのひび割れの確認及びASRゲルの検出
- ⑤ 岩石学的試験(肉眼及び/又は実体顕微鏡)：骨材種類と構成比率の推定及び分析位置(薄片採取位置)の決定
- ⑥ 岩石学的試験(粉末X線回折、偏光顕微鏡及び/又はフィルムスキャナ)：ASRを生じた骨材の岩種・反応性鉱物の同定及び劣化状況の評価(反応リム、ひび割れ及びASRゲル)
- ⑦ 岩石学的試験(岩種構成定量)：粗骨材(コアサンプルの外観・偏光顕微鏡写真)、細骨材(偏光顕微鏡写真・ポイントカウンティング)
- ⑧ ASRゲルの観察・組成分析(走査型電子顕微鏡(Scanning Electron Microscope。以下「SEM」という。)観察/エネルギー分散形X線分析装置(Energy Dispersive X-ray Spectroscopy。以下「EDS」という。)分析)：反応した鉱物の同定(急速膨張性：クリストバライト、トリディマイト、オパール、カルセドニー、ガラス等、遅延膨張性：微晶質・隠微晶質石英)、反応リム、骨材からペーストに伸びるひび割れ、ASRゲルの発生部位、ASRゲルの結晶化物の同定及びASRゲルの組成分析
- ⑨ ASRの発生原因と劣化程度の評価：①～⑧の実施項目を通して、ASRの発生原因と劣化程度を評価
- ⑩ 対策検討：⑨の評価結果から、今後の対策を検討

<ASRポテンシャル評価>

①～⑩の他、参考情報としてコンクリート構造物の将来の潜在膨張性又は残存膨張性を確認するため、促進膨張試験(アルカリ溶液浸漬法及び/又はJCI-DD2法)を実施する。

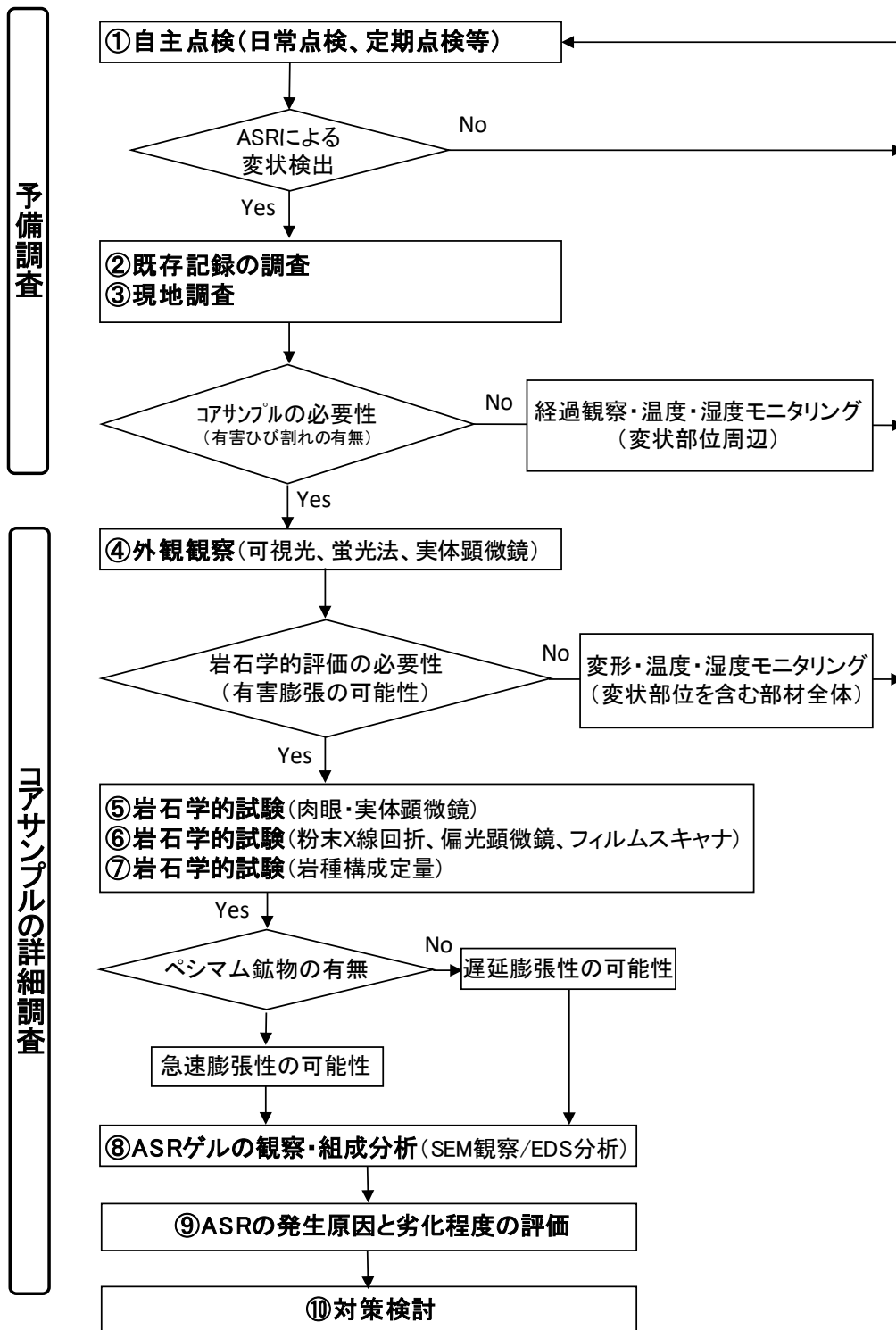


図 3.8 コンクリート構造物の ASR 診断フロー (例)

Fig. 3.8 Example of ASR diagnosis flow for concrete structures

4. 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究

4. 1 保全活動の違いに伴うリスクの確認方法に関する調査 (参4.1~4.3)

経年プラントにおける保全活動の違いに伴う機器、設備等の故障確率の差により、プラントのリスクの変化を確認することが可能か予備的に検討した。その結果、保全活動に伴う過去、現在及び将来の3つの時期における機器、設備等の故障確率を変化させて確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment、以下「PRA」という。) を実施し、炉心損傷頻度 (Core Damage Frequency、以下「CDF」という。) 及び格納容器破損頻度 (Containment Failure Frequency、以下「CFF」という。) を差分して比較することで (過去から現在まで及び現在から将来までの CDF 又は CFF の差分を Δ CDF 又は Δ CFF として算出し比較することで)、保全活動の有効性をリスクで表現する方法を具体化することとした。図 4.1 に過去、現在及び将来の3つの時期での機器の故障確率を活用し PRA を実施して得た CFF の差分を Δ CFF として算出して比較する方法のイメージを示す。

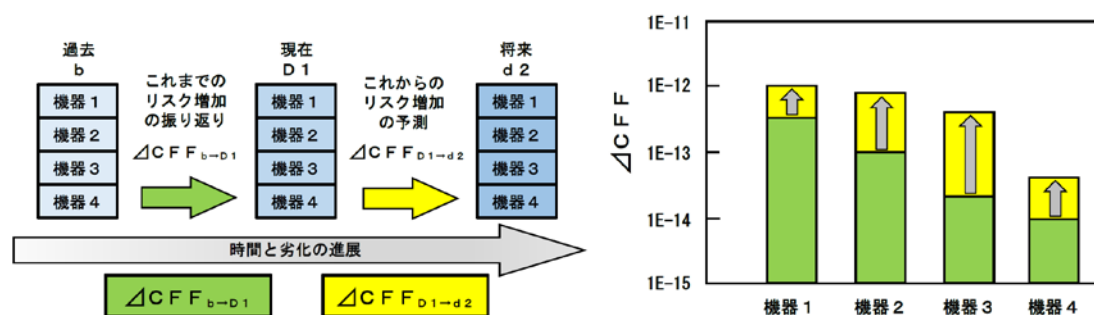


図 4.1 過去値、現在値及び将来値の3つの時期を活用した Δ CFF の比較のイメージ

Fig.4.1 Image of comparison of Δ CFF using three periods in past, present and future

4. 2 保全活動の違いに伴うリスクの評価手法 (参4.4, 4.5)

機器、設備等の経年劣化事象への保全活動の実施状況 (未実施又は実施済) により生じる故障確率の差を考慮することにより、起回事象の発生頻度が変化しないと仮定した簡略な PRA を利用して、保全活動の有効性をリスクで表現する方法について検討した。その結果、保全活動の見直し前後における PRA の解析により Δ CDF 又は Δ CFF を算出し比較する方法を、以下の①から⑥の手順としてまとめた。

① 評価対象シナリオの選定

解析対象とする起回事象を選定する (例えば、炉心の著しい損傷の防止に係る起回事象の場合は、PWR で 8 事故シーケンス、BWR で 7 事故シーケンスが、実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈 (平成 29 年 4 月 5 日原子力規制委員会決定) (参4.6) 及び実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド (平成 25 年 6 月

19 日原子力規制委員会決定) (参 4.7) で示されている。)

② 機器、設備等の選定

内的起因事象や外的起因事象に伴う事故シーケンスを系統的に定義するために、選択した事故シーケンスにおける起因事象に伴うシナリオを想定し、その中で重要と考えられる機器、設備等について抽出する。

③ 機器、設備等のモデル化

抽出した機器、設備等について、その機器単位のフォールトツリーを解析用データとして作成する。

④ 故障確率の設定

各機器、設備等の故障確率を用いてイベントツリーを解析用データとして構築する。ここで、経年劣化への対策として実施した又は実施予定の保全活動に伴う機器、設備等の故障確率の影響を考慮し、過去値（設計値又は前回の保全活動に伴う故障確率）、現在値（現在の保全活動に伴う故障確率）及び将来値（経年劣化後又は次回の保全活動に伴い想定する故障確率）の 3 つの故障確率に分類して設定する。

⑤ 解析

3 つの故障確率を用いてフォールトツリー及びイベントツリーによる解析を行う。

⑥ 解析結果を活用した分析

解析によって得られた過去から現在まで及び現在から将来までの CDF 又は CFF の差分を Δ CDF 又は Δ CFF として算出し、保全活動の違いに伴うリスクを分析する。

4. 3 異なる原子炉の種類及び異なるアプローチによる手法の適用性の確認 (参 4.4, 4.5)

異なる原子炉の種類として PWR (国内 3 ループ) 及び BWR (BWR-5 型) を対象に、全交流動力電源喪失を事故シーケンスとして選定し、その起因事象に伴うシナリオを想定し、前記 4. 2 ①～⑥ の手順により手法の適用性を確認した。

また、異なるアプローチとして、PWR では設計時における機能喪失確率を過去、建設後 30 年経過した時点における機能喪失確率を現在、建設後 40 年経過した時点における機能喪失確率を将来として設定し、現在の機能喪失確率を基準として、動的機器では故障確率の変化を直線モデルで仮定し、静的機器では指数型モデルで仮定する方法を試みた。BWR では配管の流れ加速型腐食に伴う減肉損傷に注目し、過去 (10 年前)、現在及び将来 (10 年後) の 3 つの時期での水質の改善による配管の累積破断損傷確率を仮定する方法を試みた。

異なる原子炉の種類を対象に、それぞれ異なるアプローチにより本手法の適用性を評価した結果、起因事象の発生頻度が変化しないと仮定した簡略な PRA を利用して、過去から現在まで及び現在から将来までの CDF 又は CFF の差を Δ CDF 又は Δ CFF として算出することで、保全活動の違いに伴う機器、設備等のリスクの変化が確認でき、想定したシナリオに関連する機器、設備等に対する保全活動の有効性をリスクで表現できることを示した。

5. 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究

5. 1 原子炉压力容器に関する研究

PWR の運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査において、RPV を対象に実施されている PTS 事象に対する健全性評価の手法の高度化を図るため、米国で規制に活用されている PFM に関する技術的基盤を整備し、PFM を用いた評価手法の有効性を検討した。

5. 1. 1 PFM 解析要領の検討

中性子照射により脆化した RPV の PTS 事象時の健全性評価への PFM の活用に向けて、PFM 解析の手順、手法等の基本的な考え方や技術的根拠について、PFM 解析要領としてまとめた^(参1.13)。本要領の構成を図 5.1 に示す。本要領は、PFM 解析の基本事項をまとめた本文とその技術的根拠を説明した解説、国内 RPV の解析を実施する上で必要となる解析手法及び国内モデルデータ並びにそれらを用いた解析事例をまとめた添付資料で構成される。本要領は、国内専門家を集めた会合を設置し、得られた意見を反映させたものである。以下に本解析要領に記した項目及び技術的根拠の概要を示す。

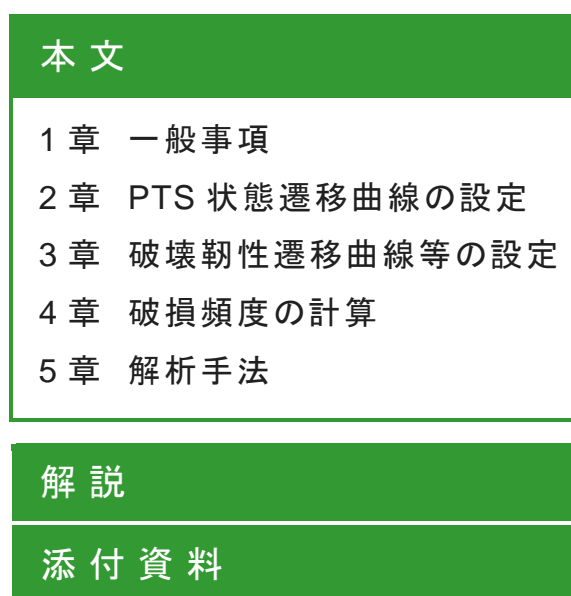


図 5.1 PFM 解析要領の構成

Fig. 5.1 Framework of PFM guideline

(1) 一般事項

本要領は PTS 事象等の過渡事象中の RPV の非延性破壊に対して破損頻度解析を行うための要領についてまとめたものであり、供用状態 C 及び D における PWR の RPV 炉心領域部を解析の対象とした。

(2) PTS 状態遷移曲線の設定

PTS 状態遷移曲線の設定に関して、PTS 事象による非延性破壊に寄与する起因事象を過渡事象として選定することとし、JEAC4206^(参1.11) 及び米国での PTS についての PRA 解析の結果^(参1.12)を参考にして、大破断冷却材喪失事故(Large Break Loss of Coolant Accident。以下「LBLOCA」という。)、中破断冷却材喪失事故(Medium Break Loss of Coolant Accident。以下「MBLOCA」という。)、小破断冷却材喪失事故(Small Break Loss of Coolant Accident。以下「SBLOCA」という。)、主蒸気管破断(Main Steam Line Break。以下「MSLB」という。)及び一次系の弁の開固着(Stuck Open Valve in the Primary Pressure Circuit。以下「SO-1」という。)を選定した。溶接残留応力分布は、製造時の突合せ溶接及びクラッド溶接による残留応力分布^(参5.1)を考慮することとした。想定亀裂は、米国で実施された RPV の破壊試験及び非破壊試験による亀裂の調査結果^(参5.2)等を基に、亀裂の種類(内部及び表面)、方向(軸及び周)、寸法、個数又は密度、及び位置(母材部及び溶接部)を考慮することとした。応力拡大係数(K_I)の算出には、想定する RPV の寸法、応力分布及び亀裂形状を踏まえることとし、日本機械学会維持規格の解^(参5.3)、JAEA の解^(参5.4)及びCEA の解^(参5.5)を提示した。

(3) 破壊靱性遷移曲線等の設定

破壊靱性遷移曲線等の設定に関して、中性子照射量は板厚方向の減衰及び内表面での空間的な分布を考慮可能とし、台湾プラントにおける内表面分布^(参5.6)を例として採用した。化学成分は、材料のミルシート値又は監視試験片の分析値を平均値として正規分布にモデル化することとし、国内の脆化予測法に含まれる Cu 及び Ni を設定することとした。関連温度(RT_{MDT})の初期値は、国内 RPV 鋼のデータベース及び専門家の意見を踏まえ、標準偏差を 9.4 °C とする正規分布でモデル化することとした。関連温度移行量(ΔRT_{MDT})は、JEAC4201-2007(2013 年追補版)^(参5.7)の脆化予測法を用いて算出することとした。破壊靱性(K_{Ic})曲線は、最弱リンク理論といった亀裂の発生機構を踏まえたワイブル分布でモデル化し、亀裂伝播停止靱性(K_{Ia})曲線は、国内鋼材データの再現性の良い対数正規分布でモデル化することとした^(参5.8)。

(4) 破損頻度の計算

破損頻度計算に関して、亀裂は K_I が K_{Ic} を超える場合に進展と判定し、高温予荷重の効果を検討する場合は、モデルに応じた判定(K_I が減少する過程においては亀裂が進展しない等)を行うこととした。また、進展処理された亀裂に対して K_I 及び K_{Ia} を算出し、 K_I が K_{Ia} を下回る場合に伝播停止と判定することとした。さらに、亀裂深さが適切なしきい値に達した状態又は塑性崩壊と判定される状態を貫通と判定し、応力拡大係数の適用範囲を参考として板厚の 80 % をしきい値とした。亀裂分布を考慮して過渡事象ごとに亀裂貫通の確率を評価し、これに想定する各過渡事象の発生頻度を乗じて総和を取った値を亀裂貫通頻度

と定義した。

(5) 解析手法

解析はモンテカルロ法等の確率論的計算手法を用いて実施することとし、検証されている解析コードを用いることとした。解析コードの検証方法を附属書に、検証の事例を附属書の解説に示した。ばらつきを有するパラメータは、推定されるばらつきの程度を確率分布としてモデル化することとした。また、確率分布の打ち切り（上限値と下限値の設定）については、根拠を明確にし、破損頻度に対する影響の程度を確認した上で考慮してもよいこととした。さらに、RPVのPFM解析コードPASCALを用いて亀裂貫通頻度への確率分布の打ち切りの影響を評価した例を示した。

5. 1. 2 PFM解析事例

PFMの有効性を検討するため、整備した解析コード、PFM解析要領、解析手法及び国内プラントRPVの化学成分等の代表的なデータを用いて、国内プラントを対象とした解析事例をまとめた。一例として、亀裂貫通頻度に対する非破壊検査の効果をPFMにより評価した結果を示す^(参5.9)。本解析での主な解析条件を表5.1、本解析で用いた非破壊検査による欠陥検出性能のモデルケース（American Society of Mechanical Engineers Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI（以下「ASME Sec. XI」という。）^(参5.10)の非破壊検査に係る資格認証制度の合格基準の最低限を大きく超える性能に設定）^(参5.11)を図5.2、当該非破壊検査による亀裂貫通頻度に対する効果をPFMにより評価した結果を図5.3に示す。RPVの亀裂貫通頻度は、モデルケースに基づく非破壊検査を実施した場合、検査なしの場合と比較して1/2程度に減少した。また、検査領域が炉心の全領域と高照射量領域のみ（炉心のうち最大照射量の75%程度までの領域）の比較で亀裂貫通頻度は大きく変わらない結果となった。以上から、PFM解析によりRPVの破損頻度に対する非破壊検査の影響が評価できることを確認した。

表 5.1 RPV の PFM 解析の主な解析条件

Table 5.1 Main analysis conditions for PFM analysis of RPV

対象部位	RPV 炉心領域部
寸法	内半径：2000mm、クラッド厚さ：5.5mm 母材厚さ：200mm、胴部高さ：4000mm
化学成分	Cu 平均値 母材：0.14wt.%、溶接材：0.14wt.% 標準偏差 母材・溶接材：0.01wt.% Ni 平均値 母材：0.62wt.%、溶接材：0.8wt.% 標準偏差 母材・溶接材：0.02wt.%
RT _{NDT} の 初期値	平均値 母材：-5°C、溶接材：-50°C 標準偏差 母材・溶接材：9.4°C
中性子 照射量	最大 7×10^{19} n/cm ² (E>1MeV) (60年運転相当 (48EFPY))
脆化予測法	JEAC4201-2007 (2013年追補版) (参5.7)
亀裂形状	内部亀裂 亀裂深さ：クラッド含む板厚の1～5% (母材) クラッド含む板厚の1～23% (溶接材) アスペクト比：1.125～20 表面亀裂 亀裂深さ：6.5mm (内表面からの深さ) アスペクト比：2～100
過渡事象	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断冷却材喪失事故 (LBLOCA) ・小破断冷却材喪失事故 (SBLOCA) ・主蒸気管破断事故 (MSLB) ・一次系の弁 (加圧器逃し弁等) の開固着 (SO-1)
高温予荷重	ACE モデル (参5.12)

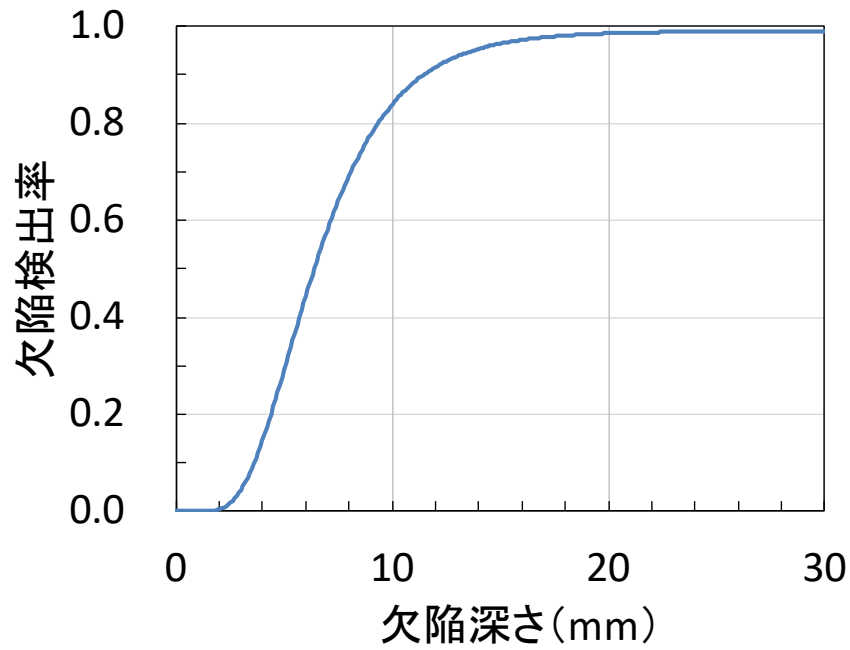


図 5.2 欠陥検出性能のモデルケース

Fig. 5.2 Model case of flaw detection capability

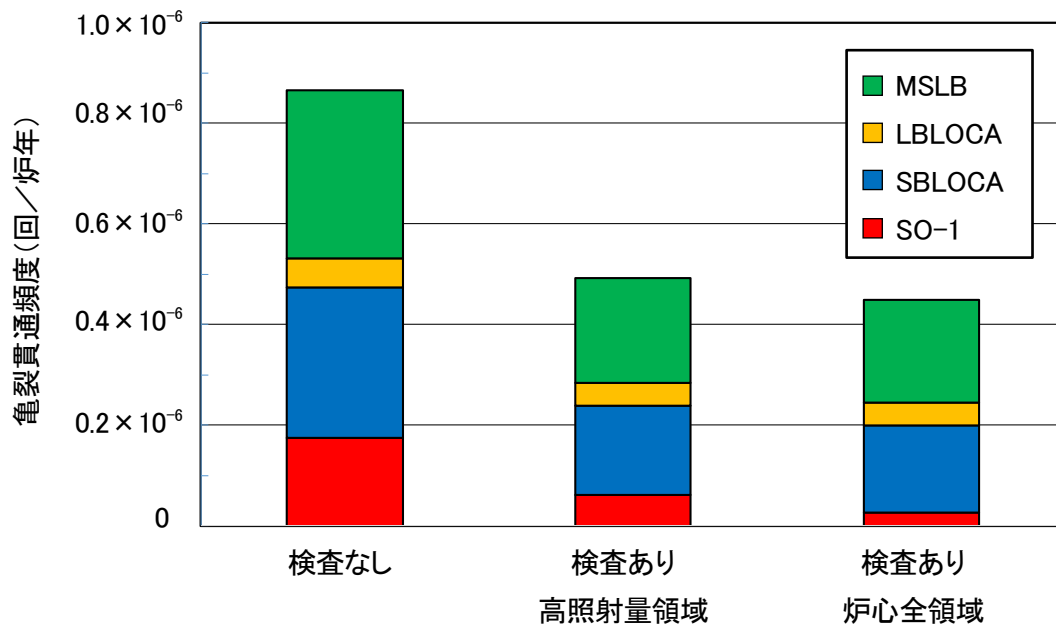


図 5.3 RPV の亀裂貫通頻度に対する非破壊検査の効果

Fig. 5.3 Effect of non-destructive inspection on through-wall crack frequencies of RPV

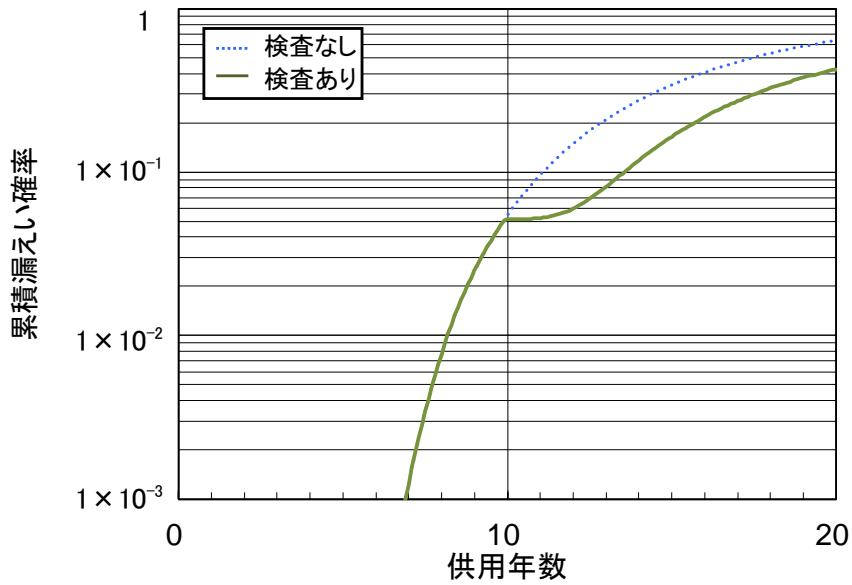
5. 2 一次系配管に関する研究

国内外の原子力発電所の一次系配管では、PWR のニッケル基合金異材溶接部において PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking ; 一次系水質中応力腐食割れ)、BWR のオーステナイト系ステンレス鋼の再循環系配管等において IGSCC (Inter-Granular Stress Corrosion Cracking ; 粒界型応力腐食割れ) 等の経年劣化事象が顕在化している。これらの事象による一次系配管の破損確率を評価するため、配管の PFM 解析コード (PASCAL-SP 及び PASCAL-NP) の機能整備を行った (参5.13)。以下に、整備した解析コードを用いた解析結果の一例を示す。ニッケル基合金異材溶接部である RPV 出口管台を対象として、PWSCC による累積漏えい確率等の解析を実施した。主な解析条件を表 5.2、解析結果を図 5.4 (参5.9) に示す。図では X 軸における供用年数までに漏えい又は漏えいが検出される確率を Y 軸に示している。亀裂が発生するまでの時間については、PWSCC の発生試験データを参考にした確率モデル (参5.14) を採用しており、本解析では供用 7 年後以降から有意な累積漏えい確率が見られ、検査時期として設定した供用 10 年目まで単調に増加した。非破壊検査による欠陥検出性能には、当該部位に対する ASME Sec. XI の非破壊検査に係る資格認証制度に合格したチームの成績に基づく確率モデル (参5.15) を採用しており、図 5.4(a)において、供用 10 年目に本モデルに基づく非破壊検査を実施する場合、累積漏えい確率はその時点から上昇が低減した。また、図 5.4(b)では累積漏えい確率と累積漏えい検出確率について解析した。累積漏えい確率は亀裂が貫通する確率であることに対し、累積漏えい検出確率は漏えい量がある一定の値を超えて漏えい監視設備により検出される確率を示し、本解析では漏えい量が 1 Gallon/min ($3.8 \times 10^{-3} \text{ m}^3/\text{min}$) に達する確率とした。本解析では、累積漏えい確率の増加に伴い、累積漏えい検出確率も増加することが確認できた。以上から、PFM 解析によりニッケル基合金異材溶接部における累積漏えい確率等に対する非破壊検査の影響が評価できることを確認した。

表 5.2 RPV 出口管台の PFM 解析の主な解析条件

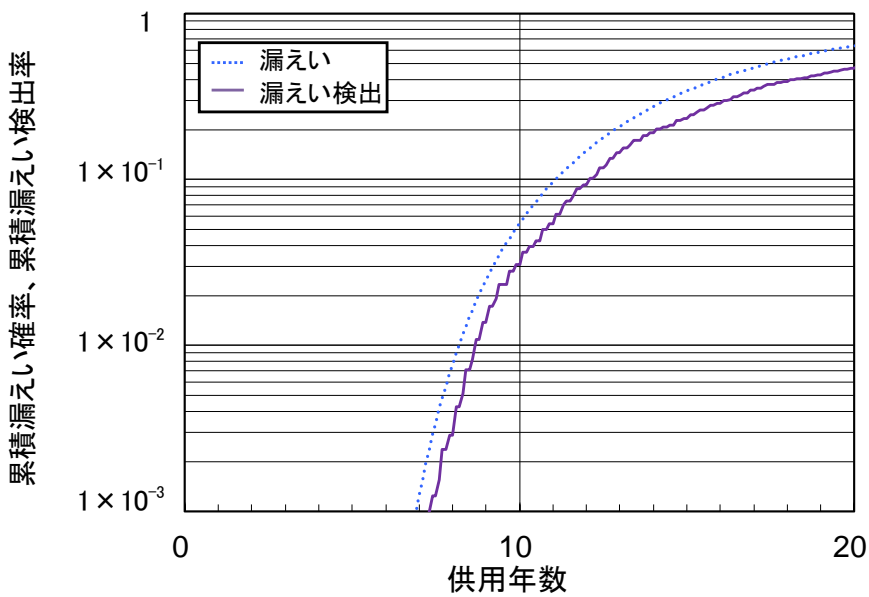
Table 5.2 Main analysis conditions for PFM analysis of RPV outlet nozzle

対象部位	RPV 出口管台
寸法	内半径：378mm、板厚：78mm
材質	RPV：低合金鋼 バタリング及び突き合わせ溶接部：ニッケル基合金 セーフエンド：オーステナイト系ステンレス鋼
温度	324°C
内圧	15.51MPa
検査時期	供用から 10 年目 (欠陥が検出された配管は補修)



(a) 累積漏えい確率に及ぼす検査の影響

(a) Effect of inspection on cumulative leak rate



(b) 累積漏えい確率及び累積漏えい検出率の推移

(b) Transition of cumulative leak rate and cumulative leak detection rate

図 5.4 RPV 出口管台の漏えい確率解析結果 (参 5.9)

Fig.5.4 Analysis results of probability of leakage from outlet nozzle of RPV

5. 3 圧力バウンダリ機器の事故時構造評価に関する研究

設計基準を超える事故の発生に伴い、RPV 下部ヘッドや一次系配管は高温にさらされ、破損に至る可能性がある。この状況での構造評価を行うために必要な評価手法、破損様式、破損クライテリア等について、国内外の最新知見を調査した。それらの知見を踏まえ、事故時のクリープ変形に伴う材料の損傷を考慮した Kachanov-Rabotnov 則^(参5.16)に基づく解析手法をまとめた。また、OECD/NEA が主催する国際ベンチマーク解析プロジェクト COSSAL に参加し、本解析手法の有効性を評価した。本プロジェクトでは、1998 年にドイツで実施された容器状試験体の破壊試験（最高温度 650℃、最高圧力 16.5MPa）との比較解析（図 5.5^(参5.9)）を行い、本解析手法による伝熱・弾塑性クリープ解析を実施した結果、従来の簡便なクリープ則である Norton 則^(参5.17) 及び Modified Garofalo 則^(参5.18) に比べて、Kachanov-Rabotnov 則は実験値と良好に一致しており、本解析手法の有効性が確認された^(参1.14)。

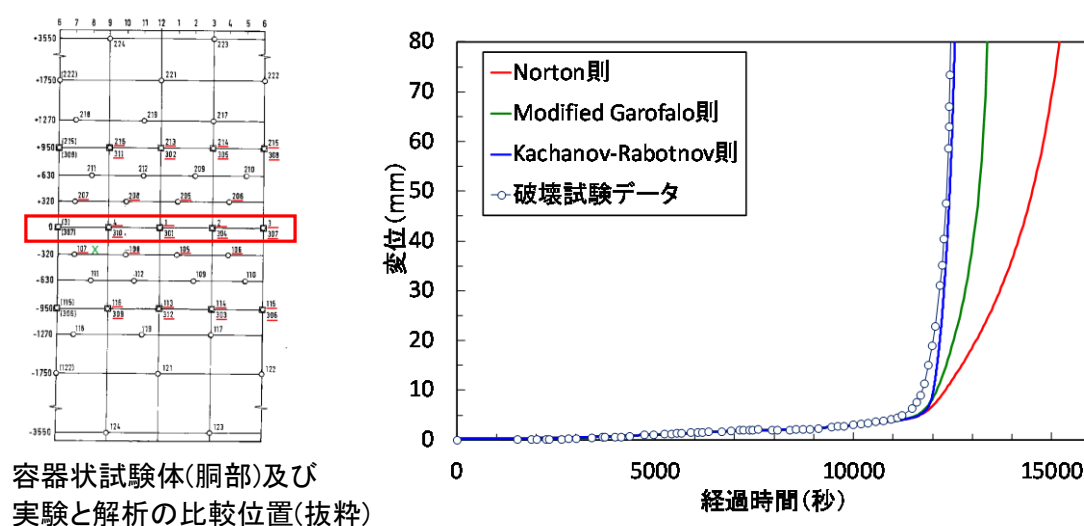


図 5.5 破壊試験結果と解析結果の比較^(参5.9)

Fig. 5.5 Comparison between the result of destructive testing and analyses results

6. 結論

6. 1 成果の要点

6. 1. 1 ケーブルの長期健全性評価に係る研究

(1) 常設重大事故等対処設備のうちケーブルの健全性評価手法の策定に関する研究

実プラントの常設重大事故等対処設備において使用される低圧ケーブルと同型式の FR-EPR ケーブル及び SiR ケーブルに対し同時劣化処理を行い、経年劣化を模擬した劣化ケーブルを作製した上で、これらを SA 環境模擬試験装置内に設置して種々の試験条件に暴露し、試験中の各ケーブルの絶縁抵抗を測定した。また試験後、供試ケーブルの劣化状況を機器分析手法により評価した。これらの結果から、SA 環境下での絶縁抵抗の推移、試験終了後の耐電圧試験データ、SA 模擬環境暴露による分子構造への影響等の健全性評価手法策定に必要なデータを得た。

(2) ケーブル状態監視技術等に関する研究

BIS 法等の状態監視技術を用いて、経年劣化を模擬した同時劣化ケーブル供試体に対する劣化評価能力を調査した。また、ケーブル絶縁材料の劣化特性を明らかにし、劣化が高分子構造、電気的特性、機械的特性及び難燃性に与える影響を調査した。これらにより、安全上重要なケーブルの継続的な健全性確認に対する状態監視技術の適用性に関する知見を拡充した。一方、ケーブルの難燃性に対する経年劣化の影響を確認するため燃焼試験等を行い、ケーブルの難燃性は同時劣化処理によって低下しないという結果を得た。

6. 1. 2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究

放射線照射によるコンクリート強度劣化評価では、中性子及びガンマ線を照射したコンクリート試験体を用いた材料試験を実施し、コンクリートの強度低下に影響を与えると考えられる累積照射量を確認した。試験結果から、中性子の累積照射量が 1×10^{19} n/cm² を超える場合は、コンクリートの圧縮強度が低下する可能性があることが分かった。また、ガンマ線の累積照射量については、 2×10^5 kGy までは、コンクリートの圧縮強度の低下は見られなかった。

コンクリート構造物の ASR に関する研究では、遅延膨張性骨材を含む反応性骨材を対象に、国内外の骨材試験方法による比較試験を実施し、骨材の ASR 試験フローの例を提示した。また、劣化条件の異なる各種試験体及び ASR により劣化したコンクリート構造物から採取したコアサンプルによる外観観察、岩石学的試験及び促進膨張試験を実施し、コンクリート構造物の ASR 診断フローの例を提示した。

6. 1. 3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究

保全活動に伴う過去、現在及び将来の 3 つの時期における機器、設備等の故障確率の差違を考慮することにより、起回事象の発生頻度が変化しないと仮定した簡略な PRA を実

施し、過去から現在まで及び現在から将来までの CDF 又は CFF の差分を Δ CDF 又は Δ CFF として算出することで、保全活動の違いに伴うプラントのリスクの変化が確認でき、想定したシナリオに関連する機器、設備等に対する保全活動の有効性をリスクで表現できることを示した。

6. 1. 4 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究

PFM による健全性評価に係る知見の拡充を図るため、PFM 解析に関する標準的な手順やその技術的根拠について、PFM 解析要領としてまとめた。また、非破壊検査における欠陥検出性能や検査領域等の亀裂貫通頻度への影響を評価するため、解析モデルを解析コードに導入するとともに、解析事例をまとめた。さらに、事故時の RPV 等の圧力バウンダリ機器の構造健全性評価について、評価手法の整備及び有効性の確認を実施した。

6. 2 目的の達成状況及び成果の活用等

6. 2. 1 ケーブルの長期健全性評価に係る研究

(1) 常設重大事故等対処設備のうちケーブルの健全性評価手法の策定に関する研究

本研究の目的は、平成 25～28 年度の実施期間で全て達成した。本研究の成果である常設重大事故等対処設備のケーブルの SA 環境下における絶縁性能についての知見は、運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査に係る技術的知見として活用する。

(2) ケーブル状態監視技術等に関する研究

本研究の目的は、平成 23～28 年度の実施期間で全て達成した。本研究の成果は、運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査におけるケーブルの劣化を評価するための知見並びに安全上重要なケーブルの継続的な健全性確認に対する状態監視技術の適用性評価に関わる知見として活用する。

6. 2. 2 コンクリート構造物の長期健全性評価に係る研究

本研究の目的は、平成 23～28 年度の実施期間で全て達成した。本研究の成果であるコンクリート構造物の長期健全性評価に係る知見は、運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査に係る技術的知見として活用する。

6. 2. 3 経年プラントの総合的な安全評価手法に係る研究

本研究の目的は、平成 23～27 年度の実施期間で全て達成した。本研究の成果である安全評価手法は、解析の入力条件として正確かつできる限り多くの公開情報やデータを活用し、また過去のトラブル事例に対する情報等も応用するなどにより、事業者の保安全管理において重点的に確認すべき内容を抽出する際のケーススタディ用ツールなどへの発展が期待できる。

6. 2. 4 原子炉一次系機器の健全性評価手法に係る研究

本研究の目的は、平成 23～27 年度の実施期間で全て達成した。本研究の成果は、運転期間延長認可申請及び高経年化技術評価の審査における RPV の中性子照射脆化に係る評価結果の保守性について、確率論による観点から補足的に確認するためのツールとして活用が期待できる。

参考文献

- 参 1.1 原子力規制委員会. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(第十二条第三項). 2013, 平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号.
- 参 1.2 Nuclear Energy Agency. Technical Basis for Commendable Practices on Ageing Management - SCC and Cable Ageing Project (SCAP) Final Report. 2011, NEA/CSNI/R(2010)15.
- 参 1.3 International Atomic Energy Agency. Ageing Management for Nuclear Power Plants: International Generic Ageing Lessons Learned (IGALL). 2015, Safety Reports Series No. 82.
- 参 1.4 原子力規制委員会. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則(第四十三条). 2013, 平成 25 年原子力規制委員会規則第 5 号.
- 参 1.5 原子力規制委員会. 実用発電用原子炉の運転の期間の延長の審査基準. 2013, 原管 P 発第 1311271 号, 平成 25 年 11 月 27 日原子力規制委員会決定.
- 参 1.6 例えば、日本工業規格. レディーミクストコンクリート. 2014, JIS A 5308 : 2014.
- 参 1.7 例えば、日本工業規格. 骨材のアルカリシリカ反応性試験方法(化学法). 2017, JIS A 1145 : 2017.
- 参 1.8 例えば、日本工業規格. 骨材のアルカリシリカ反応性試験方法(モルタルバー法). 2017, JIS A 1146 : 2017.
- 参 1.9 公益社団法人日本コンクリート工学会. 作用機構を考慮したアルカリ骨材反応の抑制対策と診断に関する研究委員会報告書. 2008.
- 参 1.10 独立行政法人原子力安全基盤機構. 原子力用コンクリートの反応性骨材の評価方法の提案. 2014, JNES-RE-2013-2050.
- 参 1.11 一般社団法人日本電気協会. 電気技術規程原子力編 原子炉圧力容器に対する供用期間中の破壊靱性の確認方法. 2016, JEAC4206-2016.
- 参 1.12 United States Nuclear Regulatory Commission. Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limit in the PTS rule (10CFR50.61). 2006, NUREG-1806.
- 参 1.13 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構. 原子炉圧力容器を対象とした確率論的破壊力学に基づく健全性評価に関する標準的解析要領(受託研究). 2017, JAEA-Research 2016-022.
- 参 1.14 Katsuyama, J. et al. Creep Deformation Analysis of a Pipe Specimen Based on Creep Damage Evaluation Method. Proceedings of the 26th International Conference on Nuclear Engineering. 2018, ICONE26-82568.

- 参 2.1 独立行政法人原子力安全基盤機構. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る 1 号機、2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評価. 2011, JNES-RE-2011-0002, pp. 3-27, 3-59, 3-88.
- 参 2.2 原子力安全・保安院. 東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について. 2012, p. 43.
- 参 2.3 原子力規制委員会. 実用発電用原子炉及びその付属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則第 52 条及び 58 条. 2013, 平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定.
- 参 2.4 独立行政法人原子力安全基盤機構. 原子力発電所のケーブル経年劣化評価ガイド. 2014, JNES-RE-2013-2049.
- 参 2.5 皆川武史, 池田雅昭, 平井直志, 大木義路. 重大事故模擬環境下における原子力発電所用安全系ケーブルの絶縁性能. 日本保全学会第 14 回学術講演会. 2017.
- 参 2.6 Takefumi Minakawa; Masaaki Ikeda; Naoshi Hirai; Yoshimichi Ohki. Insulation Performance of Safety-related Cables for Nuclear Power Plants under Simulated Severe Accident Conditions. Eighth International Symposium on Electrical Insulating Materials. 2017, pp. 716-719.
- 参 2.7 皆川武史, 池田雅昭, 平井直志, 大木義路. 沸騰水型原子炉用安全系低圧ケーブルの高温蒸気暴露中及びその後の絶縁性能. 日本保全学会第 15 回学術講演会. 2018.
- 参 2.8 IAEA. Assessing and Managing Cable Ageing in Nuclear Power Plants. 2012, No. NP-T-3.6, pp. 6, 11.
- 参 2.9 Sandia National Laboratories. Nuclear Power Plants Cable Materials: Review of Qualification and Currently Available Aging Data for Margin Assessment in Cable Performance. 2013.
- 参 2.10 Yoshimichi Ohki; Naoshi Hirai. Effect of the Structure and Insulation Material of a Cable on the Ability of a Location Method by FDR. IEEE Trans. Dielectr. Electr. Insul. 2016, vol. 23, no. 1.
- 参 2.11 平井直志, 大木義路. 局所熱・放射線同時劣化シリコーンゴム絶縁ケーブルの周波数領域反射測定法と線路共振解析法による劣化位置標定. 電気学会論文誌 A. 2016, vol. 136, no. 9, pp. 553-560.
- 参 2.12 International Electrotechnical Commission. Nuclear power plants - Instrumentation and control important to safety - Electrical equipment condition monitoring methods - Part 2: Indenter modulus. 2011, IEC/IEEE62582-2.

- 参 2.13 電気学会原子力発電所用電線・ケーブル調査専門委員会. 原子力発電所用電線・ケーブルの環境試験方法ならびに耐延焼性試験方法に関する推奨案. 電気学会技術報告(II部). 1982, 第139号, pp. 3-4.
- 参 2.14 United States Nuclear Regulatory Commission. F. Assessment of Environmental Qualification Practices and Condition Monitoring Techniques for Low-Voltage Electric Cables. 2000, NUREG/CR-6704.
- 参 2.15 The International Electrotechnical Commission. Nuclear Power Plants - Instrumentation and Control Important to Safety - Electrical equipment condition monitoring methods - Part 3: Elongation at break. 2012, IEC/IEEE 62582-3:2012.
- 参 2.16 皆川武史, 池田雅昭. 原子力発電所用安全系低圧ケーブル絶縁体の劣化状態分析. 電気学会論文誌A. 2016, vol. 136, no. 9, pp. 574-579.
- 参 2.17 Shugo Hanada; Maki Miyamoto; Naoshi Hirai; Liuqing Yang; Yoshimichi Ohki. Experimental investigation of the degradation mechanism of silicone rubber exposed to heat and gamma rays. High Voltage. 2017, vol. 2, no. 2, pp. 92-101.
- 参 2.18 独立行政法人原子力安全基盤機構. 原子力プラントのケーブル経年変化評価技術調査研究に関する最終報告書. 2009, JNES-SS-0903.
- 参 2.19 The Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc. IEEE Standard for Type Test of Class 1E Electric Cables, Field Splices and Connections for Nuclear Power Generation Stations. 1974, IEEE Std 383-1974.
- 参 2.20 The Institute of Electrical and Electronics Engineers, Inc. IEEE Standard for Flame-Propagation Testing of Wire and Cable. 2006, IEEE Std 1202-2006.
- 参 2.21 日本工業規格. プラスチック-酸素指数による燃焼性の試験方法-第2部: 室温における試験. 2007, JIS K 7201-2:2007.
- 参 2.22 皆川武史, 池田雅昭. 原子力発電所用安全系低圧ケーブルの難燃性に対する経年劣化処理の影響. 電気学会論文誌A. 2017, vol. 137, no. 11, pp. 620-625.
- 参 3.1 Hilsdorf, H. K. et al. The Effects of Nuclear Radiation on the Mechanical Properties of Concrete. 1978, ACI SP55.
- 参 3.2 Field, K. G. et al. Radiation effects in concrete for nuclear power plants - Part I: Quantification of radiation exposure and radiation effects. Nuclear Engineering and Design. 2015, vol. 282, pp. 126-143.
- 参 3.3 Kojima, M. Irradiation effects on Concrete Strength. U.S. NRC's 30th Regulatory Information Conference (RIC 2018), TH32 - Concrete Degradation Part II: Perspectives on Radiation Effects on Structural Capacity of Nuclear Concrete Structures. 2018.

- 参 3.4 Prima, W. et al. Effects of nuclear reactor exposure on some properties of vitreous silica and quartz. *Journal of the American Ceramic Society*. 1955, vol. 38, no. 4, pp. 135-139.
- 参 3.5 Prima, W. et al. Fast-neutron-induced changes in quartz and vitreous silica. *Physical Review*. 1958, vol. 110, no. 6, pp. 1240-1254.
- 参 3.6 Bykov, V. N. et al. Effect of irradiation temperature on the radiation expansion of quartz. *Soviet Atomic Energy*. 1981, vol. 51, no. 3, pp. 593-595.
- 参 3.7 Douillard, L. et al. Amorphization of α -quartz under irradiation. *Journal de Physique III*. 1996, vol. 6, no. 12, pp. 1677-1687.
- 参 3.8 Philip J. Nixon; Ian Sims. RILEM Recommendations for the Prevention of Damage by Alkali-Aggregate Reactions in New Concrete Structures. Springer, 2015, State-of-the-Art Report of the RILEM Technical Committee 219-ACS.
- 参 3.9 井上祐一郎, 佐川康貴, 川端雄一郎, 山田一夫. コンクリートの ASR 促進膨張試験結果にアルカリ溶脱が及ぼす影響. 土木学会年次学術講演会講演概要集. 2010, 第 5 部, 65 巻, pp. 545-546.
- 参 3.10 Yamada, K et al. CPT as an evaluation method of concrete mixture for ASR expansion. *Construction and Building Materials*. 2014, vol. 64, pp. 184-191.
- 参 3.11 公益社団法人日本コンクリート工学会. ASR 診断の現状とあるべき姿研究会報告書. 2014.
- 参 3.12 社団法人日本コンクリート工学協会. JCI-DD2 : アルカリ骨材反応を生じたコンクリート構造物のコア試料による膨張率の測定方法 (案) . JCI 規準集 (1977~2002 年度) . 2004.
- 参 4.1 株式会社三菱総合研究所. 平成 23 年度高経年化技術評価高度化事業成果報告書 (第 1 分冊) . 2012.
- 参 4.2 株式会社三菱総合研究所. 平成 24 年度高経年化技術評価高度化事業成果報告書 (第 1 分冊) . 2013.
- 参 4.3 株式会社三菱総合研究所. 平成 25 年度高経年化技術評価高度化事業 (経年プラントの総合的な安全評価体系の整備) 成果報告書 (第 1 分冊) . 2014.
- 参 4.4 株式会社三菱総合研究所. 平成 26 年度高経年化技術評価高度化事業 (経年プラントの総合的な安全評価手法に係る調査研究) 成果報告書. 2015.
- 参 4.5 一般財団法人エネルギー総合工学研究所. 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費 (高経年化技術評価高度化 (経年プラントの総合的な安全評価手法に関する研究)) 事業成果報告書. 2016.

- 参 4.6 原子力規制委員会. 実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈. 2017, 原規技発第 1704051 号, 平成 29 年 4 月 5 日原子力規制委員会決定.
- 参 4.7 原子力規制委員会. 実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド. 2013, 原規技発第 13061915 号, 平成 25 年 6 月 19 日原子力規制委員会決定.
- 参 5.1 Katsuyama, J. et al. Assessment of Residual Stress Due to Overlay-Welded Cladding and Structural Integrity of a Reactor Pressure Vessel. Journal of Pressure Vessel Technology. 2013, vol. 135, no. 5, pp. 051402-1-051402-9.
- 参 5.2 United States Nuclear Regulatory Commission. A Generalized Procedure for Generating Flaw-Related Inputs for the FAVOR Code. 2003, NUREG/CR-6817, Rev. 1.
- 参 5.3 一般社団法人日本機械学会. 発電用原子力設備規格 維持規格 (2012 年版). 2012, JSME S NA1-2012.
- 参 5.4 Lu, K. 他. 平板中内部楕円亀裂の応力拡大係数の解について. M&M2015 材料力学カンファレンス. 2015, OS0916-211.
- 参 5.5 Marie, S.; Chapuliot, S. Improvement of the calculation of the stress intensity factors for underclad and through-clad defects in a reactor pressure vessel subjected to a pressurised thermal shock. International Journal of Pressure Vessels and Piping. 2008, vol. 85, pp. 517-531.
- 参 5.6 Chou, H.W. et al. Structural Reliability Evaluation on the Pressurized Water Reactor Pressure Vessel Under Pressurized Thermal Shock. Proceedings of the ASME 2014 Pressure Vessels & Piping Conference. 2014, PVP2014-28350.
- 参 5.7 一般社団法人日本電気協会. 電気技術規程原子力編 原子炉構造材の監視試験方法. JEAC4201-2007 [2013 年追補版], 2014.
- 参 5.8 Katsuyama, J. et al. Development of probabilistic evaluation models of fracture toughness K_{IC} and K_{Ia} for Japanese RPV steels. ASME Pressure Vessels and Piping Conference. 2015, PVP2015-45915.
- 参 5.9 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構. 平成 27 年度原子力施設等防災対策等委託費 (高経年化技術評価高度化 (原子炉一次系機器の健全性評価手法の高度化)) 事業成果報告書. 2016.
- 参 5.10 American Society of Mechanical Engineers. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components. 2017.

- 参 5.11 Khaleel, M.A. et al. A model for predicting vessel failure probabilities including the effects of service inspection and flaw sizing errors. Nuclear Engineering and Design. 2000, vol. 200, pp. 353-369.
- 参 5.12 Moinereau, D. et al. Validation of Ace Analytical Criterion for Warm Pre-Stress Evaluation in RPV Integrity Assessment. ASME Pressure Vessels and Piping Conference. 2015, PVP2015-45103.
- 参 5.13 Mano, A. et al. Improvement of Probabilistic Fracture Mechanics Analysis Code PASCAL-SP with regard to Primary Water Stress Corrosion Cracking. Proceedings of the 25th International Conference on Nuclear Engineering. 2017, ICONE25-66145.
- 参 5.14 独立行政法人日本原子力研究開発機構. Ni 基合金異材溶接部に対する確率論的破壊力学解析コード PASCAL-NP の使用手引き. 2013, JAEA-Data/Code 2013-013.
- 参 5.15 Electric Power Research Institute. Material Reliability Program: Development of Probability of Detection Curves for Ultrasonic Examination of Dissimilar Metal Welds. 2009, MRP-262, Revision 1.
- 参 5.16 Kachanov, L. M. Time to rupture process under creep conditions. Izv Akad. Nauk. SSSR. 1958, vol. 8, pp. 26-31.
- 参 5.17 Norton, F. H. Fundamentals of Creep and Creep-Rupture in Metals. The Mcmillan Company. 1929.
- 参 5.18 Garofalo, Frank. The Creep of Steel at High Temperature. McGraw-Hill Book Company, Inc. 1965.

「運転期間延長認可制度及び高経年化対策制度に係る技術的知見の整備に関する研究」
の執筆者

原子力規制庁 長官官房 技術基盤グループ
システム安全研究部門

池田 雅昭	上席技術研究調査官
小嶋 正義	主任技術研究調査官
荒井 健作	技術研究調査官
皆川 武史	技術研究調査官
中野 眞木郎	技術参与