

コンクリートの放射線 による影響について



東京大学・教授 丸山一平



過去の経緯

Phase1	研究目的	成果の見通し	残された課題
規制庁事業 (国プロ) H20年度～H28年度	➢ 累積照射量の現行目安値に対する科学的妥当性確認 ➢ 40年超運転認可の事業者申請内容に対する科学的判断根拠の確保、等	➢ 累積照射量に基づくコンクリート劣化の保守的な定量評価のための科学的根拠データの整備 $1 \times 10^{20} \rightarrow 1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)	➢ 40年超運転認可の原子力事業者申請に対する評価知見の拡充に資する研究 ➢ 長期照射実績試験片の有効活用
Phase2-1	研究目的	成果の見通し	残される課題・継続的対応課題
エネ庁事業 (国プロ) H29年度～R4年度	➢ 原子力事業者の40年超運転特別認可申請等への科学的根拠情報の取得による事業者支援 ➢ 米国DOEや国立研究所からも提案のあった国際共同研究の実施に基づく原子力産業基盤の整備	➢ 共通基盤として、原子力事業者が40年超運転の認可を受ける上でのコンクリート強度劣化予測手法の構築及びその科学的根拠データの整備	➢ 原子力事業者の個別事情に応じた40年超運転認可申請対応 ➢ 照射速度を考慮した照射によるコンクリート強度劣化に係る世界的な知見の共有・標準的な評価手法の策定
Phase2-2	研究目的	成果の見通し	残される課題・継続的対応課題
エネ庁事業 (国プロ) R6年度～R9年度	➢ 原子力事業者の60年超運転特別認可申請等への科学的根拠情報の取得による事業者支援 ➢ 米国DOEや国立研究所からも提案のあった国際共同研究の実施に基づく原子力産業基盤の整備	➢ 共通基盤として、原子力事業者が60年超運転の認可を受ける上でのコンクリート強度劣化予測手法の構築及びその科学的根拠データの整備	➢ 原子力事業者の個別事情に応じた60年超運転認可申請対応 ➢ 個別プラントの安全維持・安全対策向上に資する知見の活用
Phase3			
将来継続研究 (電力共通研究、各社単独研究)	➢ 個別プラントの安全維持・安全対策向上に資する知見の獲得、技術開発	➢ 個別プラントの課題対応として、劣化したコンクリートの補修技術や診断技術の開発及び高度化	➢ 自主的安全性向上への得られた最新知見の活用 ➢ 原子力施設の多様なコンクリート構造物の長期健全性等に対する知見の応用

事業背景

- 既設炉の長期運転は、新設炉の建設を待つことなく、既存設備やシステムを活用して低炭素電源を早期かつ継続的に確保できる利点があり、新設に伴う巨額の初期投資を回避しつつ、安定した大規模電源を維持でき、データセンター、AI、水素製造等による電力需要の増加への対応にも有効である。また、既存サイトや熟練人材、サプライチェーンを継続的に活用することで、原子力産業の技術基盤や雇用の維持・強化にも寄与する。
- 一方、取替困難な機器として、コンクリート構造物があり、地震大国である我が国においては、公衆の安全性への高い関心のため、説明性が求められる状況にあり、既存軽水炉の安全性向上に当たっては、放射線環境下におけるコンクリートの健全性を確保することが、軽水炉の事故発生リスクの低減の観点から重要である。
- 原子力大国である米国では、原子炉の運転が最大100年になる可能性に対応するために、より高い曝露レベル(より高いフルエンスレベル等)にまで拡張できる安全研究を米国NRC等を中心に進められている。また、チェコやノルウェー、スウェーデンにおいても80年運転の方針が示されており、既存炉の最大限の活用に向けた取組みが国際的に進められている。(米国は2030年までに5GWの既設炉の出力増強を目標)
- 我が国においても、2023年6月、従来法の運転期間の上限である60年を超える運転を可能とする新しい仕組み「長期施設管理計画の認可制度」が開始し、60年以降も劣化の進展を的確に予測できるための科学的知見の収集・蓄積が重要な課題となった。
- なお、「軽水炉安全技術・人材ロードマップ」において100を超える取組み課題が設定されている中で、「高経年化評価手法・対策技術の高度化(S111M107_d36)」は、その取組みの重要度が「高」と位置づけられており、当該テーマに取組む意義は高い。

考慮すべきコンクリートの照射研究上の課題

- コンクリートは地産地消の材料であるため、構成成分と照らし合わせた劣化メカニズムの解明が必要である。将来予測に向けても劣化メカニズムとその速度に関する知見を得る必要がある。
- 加速試験を行う場合には、線量率効果など実機の状態を踏まえた評価を出来る限り行う必要がある。
- 炉中のコンクリートは異なる種類・エネルギーの放射線の影響を受けるため、それぞれの劣化メカニズムについて考察を行う必要がある。
- 欧米の先端的研究機関と密な知見交換を行うとともに、国内の有識者に研究の各ステップにおいてピアレビューを行い、適切な研究進捗管理を行うとともに知見においてレバレッジをかけて効果的な研究成果の創出をつとめるとともに、国際的にもコンセンサスを得ながら研究を進める必要がある。



米国におけるコンクリートへの関心 NUREG/CR-7153, Vol.4, 2014

- **Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA)**, Aging of Concrete and Civil Structures, identified the following issues to be studied:
 - Creep of Post tensioned (creep + moisture, multi-axial, coupling with accidental loading.)
 - **Irradiation of concrete**
 - Alkali-silica reaction
 - Boric acid attack of concrete
 - Corrosion and stress corrosion cracking of the tendons
 - Corrosion of the inaccessible side of the liner

米国における80年超運転の取組み

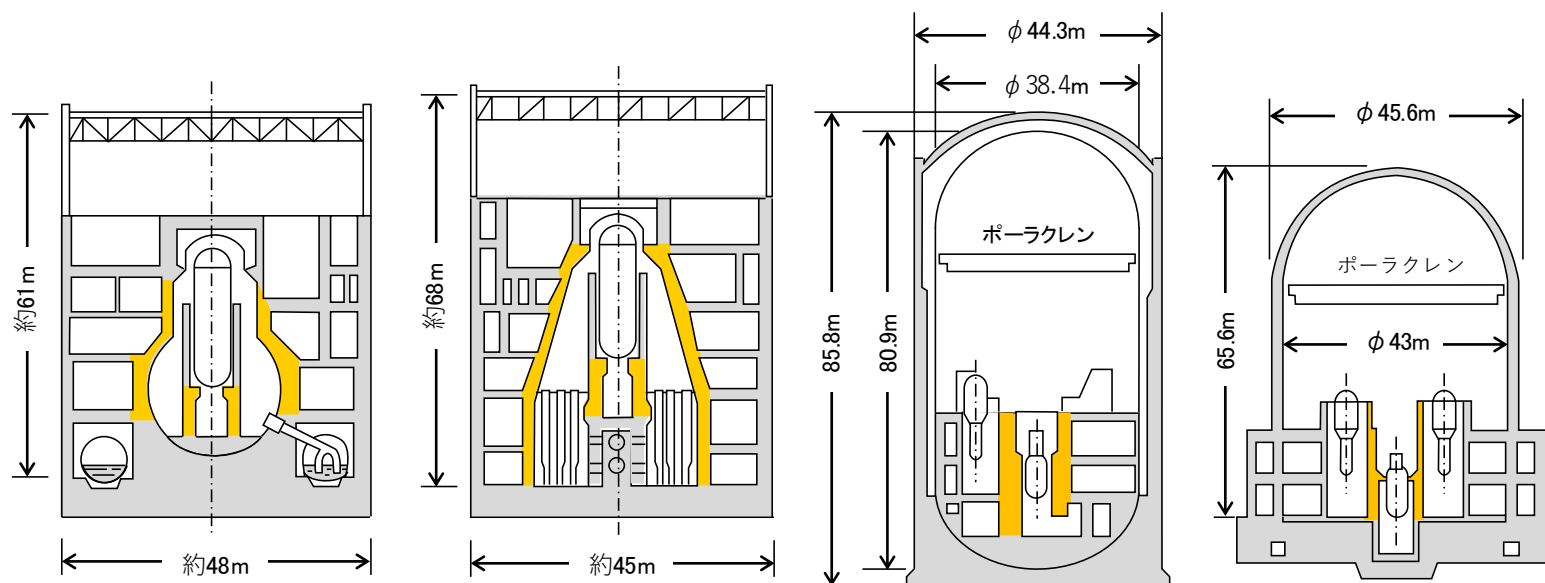
- 米国NRCは、原子炉の運転が最大100年になる可能性に対応するために、より高い曝露レベル(より高いフルエンスレベル)にまで拡張できる進行中の研究活動(コンクリート、ケーブル、原子炉容器内部構造物、原子炉圧力容器等)を特定し、2024年10月に80年超運転に向けたワークショップが開催
“NRC Hybrid Workshop on Structural Materials: What Research for Beyond 80 Years?”
- リスク評価活動をサポートするために、長期運転中のコンポーネントの信頼性の変化を現実的に表すことができる、可能性のあるさまざまな劣化メカニズムを考慮した経年劣化モデルを開発することが推奨される。コンクリートの照射速度を考慮した経年劣化モデルにも関心が高かった。
- 加速試験によるデータ取得に加えて、稼働中および停止中の原子力発電所から世界中の高経年化した材料を採取し、将来の研究と評価に役立てる共同作業を拡大することが推奨される。
- これらの材料とコンポーネントを採取してテストすることは、既存および先進的な原子炉設計の寿命延長に伴うプラント管理の安全性と経済性に関する情報を提供する比類のないデータと情報源となる。



規制庁事業・概要 FY2008～FY2016

プロジェクトの目的

- 原子力発電施設の遮蔽機能及び支持機能が要求される、ガンマ線や中性子線の照射環境下にある安全上重要なコンクリート構造物に対して、
 - 放射線照射によるコンクリート劣化に関するメカニズムの解明
 - 累積照射量の制限値としている目安値の妥当性の確認
 - 健全性評価フローの提案とそれに用いる放射線の影響によるコンクリート部材の性能変化を予測する数値解析手法の構築

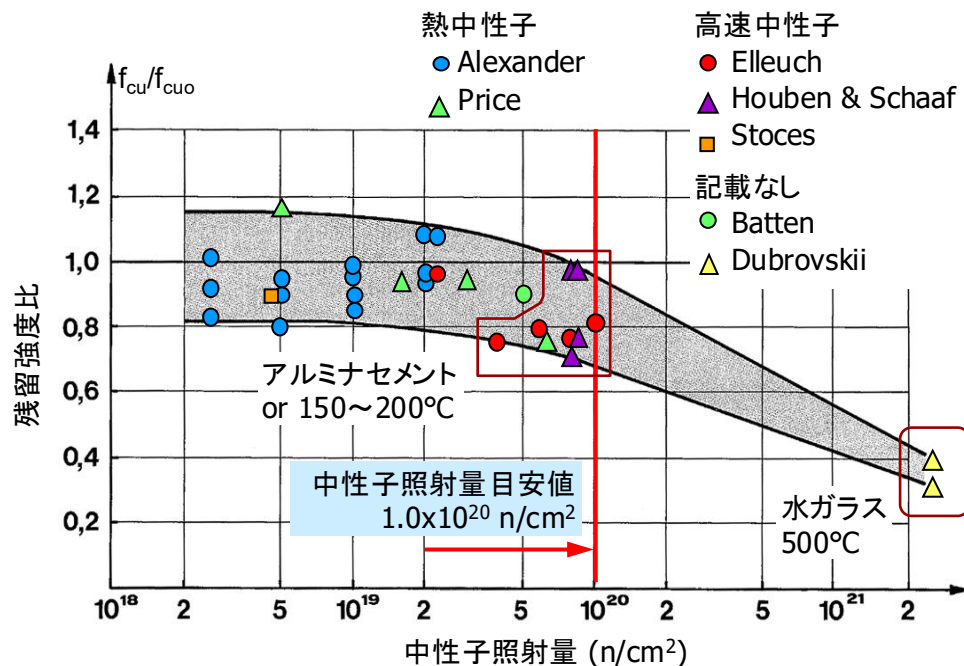


BWR：ペデスタル，一次遮蔽壁

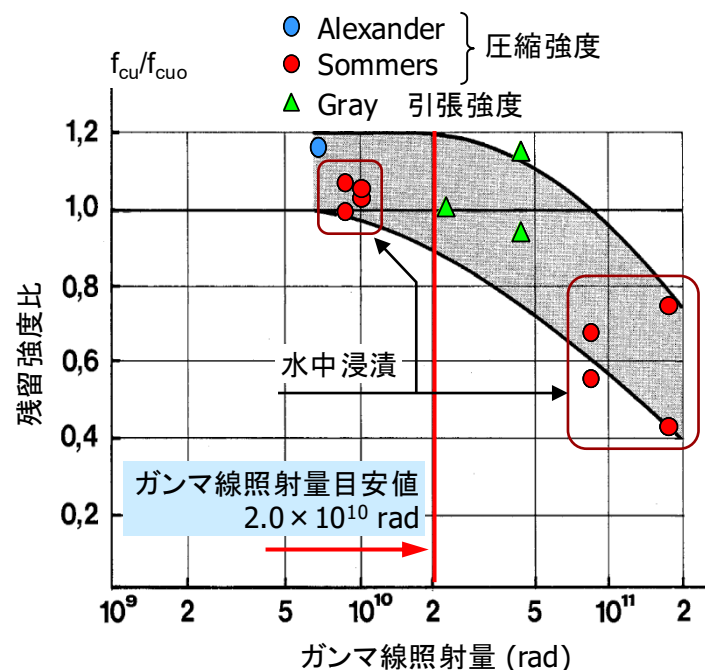
PWR：一次遮蔽壁

研究の背景

- 原子力発電所の長期安全運転に向けて、色々な劣化要因に対してコンクリート構造物の健全性を確認する必要がある。**原子力発電所に特有な劣化要因としては、熱と放射線が挙げられる。**
- 放射線に対するコンクリートの健全性評価では、**最大60年間の累積照射量の予測値が目安値**以下であればコンクリートは健全であると評価している。
- 下図は、健全性評価の目安値の設定根拠となっている、1960～1970年代に実施された照射試験結果を収集した照射量と残留強度比の整理結果である。**軽水炉の照射条件とは異なる条件で得られた試験データ（赤枠）**が多く含まれており、**目安値の妥当性については明確になっていない。**

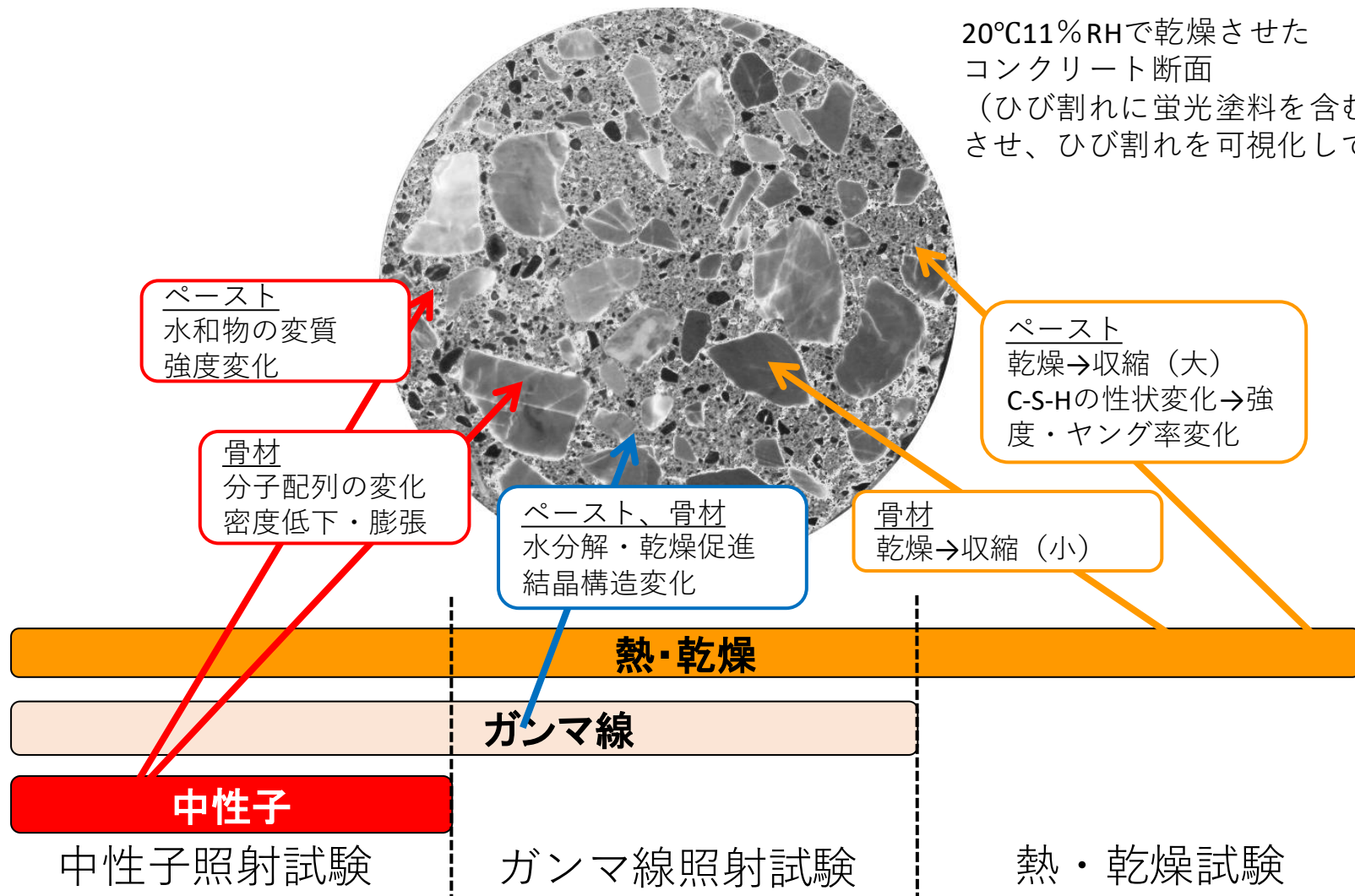


中性子照射量とコンクリート圧縮強度の関係
(照射試験体/非照射試験体)

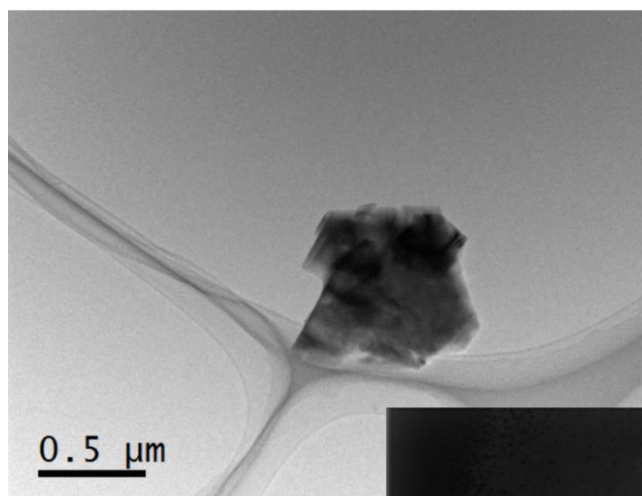


ガンマ線照射線量とコンクリート強度の関係
(照射試験体/非照射試験体)

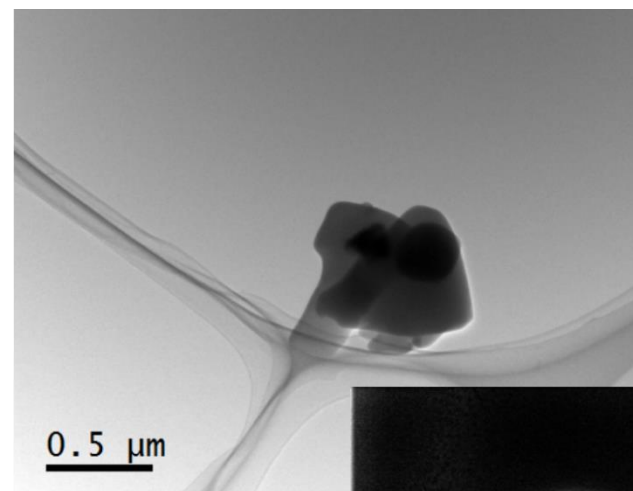
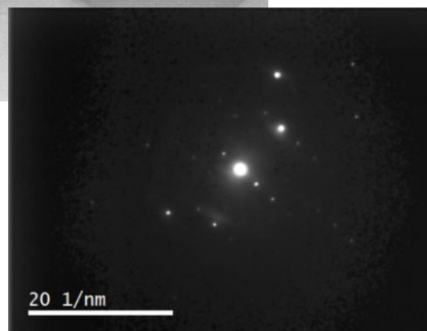
熱・中性子・ガンマ線とコンクリートの構成材料



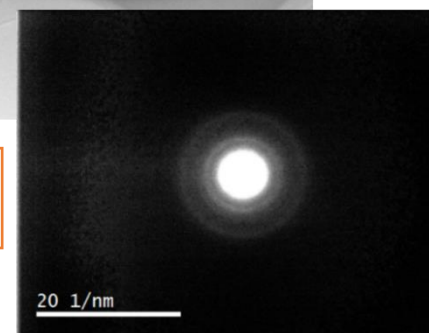
透過型電子顕微鏡による石英粒子の観察例



Before



After



中性子照射試験

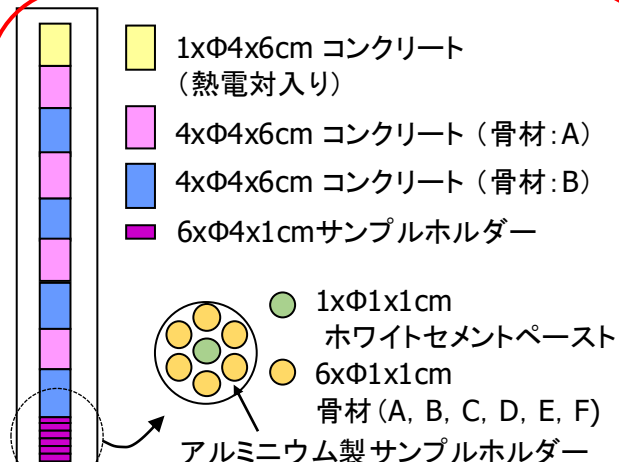
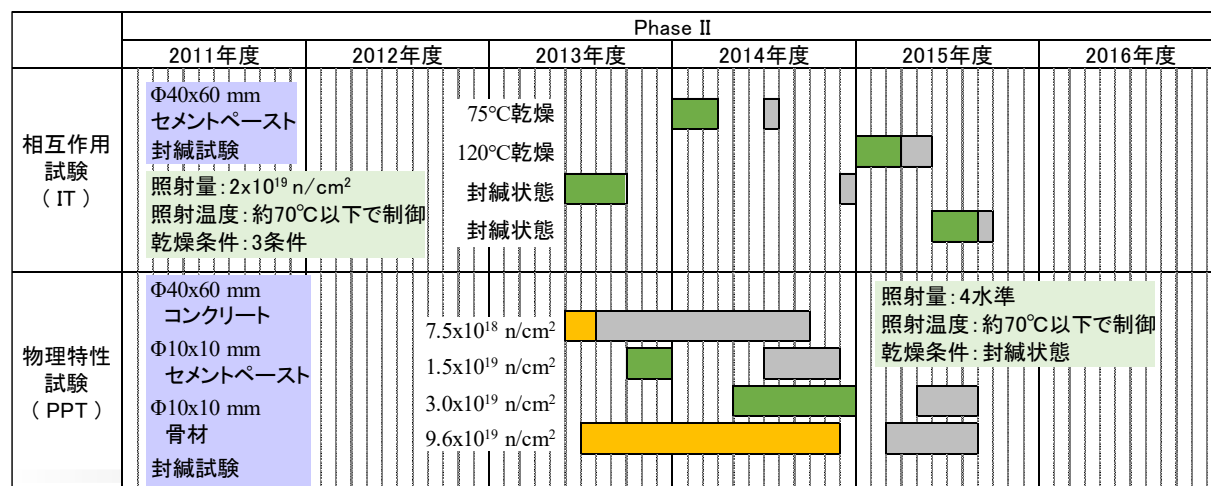
- 国内の軽水炉における運転期間60年の累積照射量の最大値 ($6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$) をカバーする照射試験を行い、中性子がコンクリート物理特性に及ぼす影響を把握する。
- 相互作用試験では、セメントペースト ($W/C=0.5$) を照射し、ガス捕集を行い分析を行う。
- 物性試験では、コンクリート（骨材2種）および骨材（石英含有量をパラメータ）、セメントペーストについて照射を行う。照射時のガス分析とともに、PIEにより物性変化について検討する。
- 物性試験では、熱・乾燥影響を生ずることから加熱試験も併せて実施して、中性子特有の劣化現象について考察する。
- 照射量は、モニタリングワイヤ（Co/AlワイヤとFeワイヤ）の放射化程度からThermal neutronとFast neutronを定量し、MCNP計算によってキャプセルにおける照射レベルを評価する。ガンマ発熱系でガンマ線量についてもモニタする。

物理特性試験(照射)ケース

容器	目標照射量	水分量	温度
B	0.75×10^{19}	未乾燥	一定
C	1.5×10^{19}		
D	3.0×10^{19}		
E	6.0×10^{19}		

物理特性試験(非照射・加熱)ケース

容器	温度	加熱期間	水分量
H1	最高	約2ヵ月、6ヶ月、12ヶ月	未乾燥
H2		約24ヶ月	
H3	平均	約2ヵ月、6ヶ月、12ヶ月	
H4		約24ヶ月	



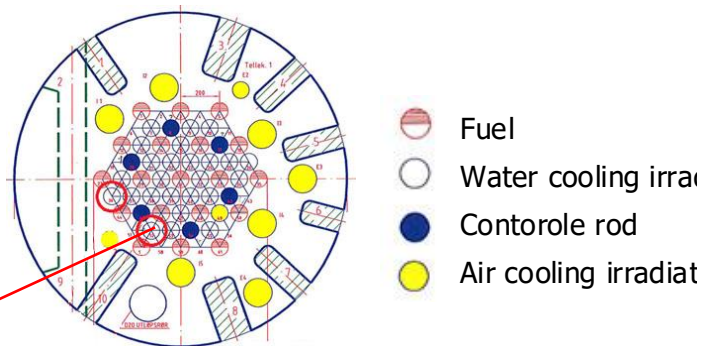
■: 照射期間(照射孔 #36) ■: 照射期間(照射孔 #52) ■: 物性試験など

照射測定系

- 高速中性子束 (>0.1 MeV) : $\sim 3.7E+12$ n/cm².
- ガンマ発熱 : 0.09~0.12 W/g.
- ガンマ線フラックス : 300~430 kGy/h.
- 予定コンクリートサンプル中心温度 : 76 oC.

Position 36

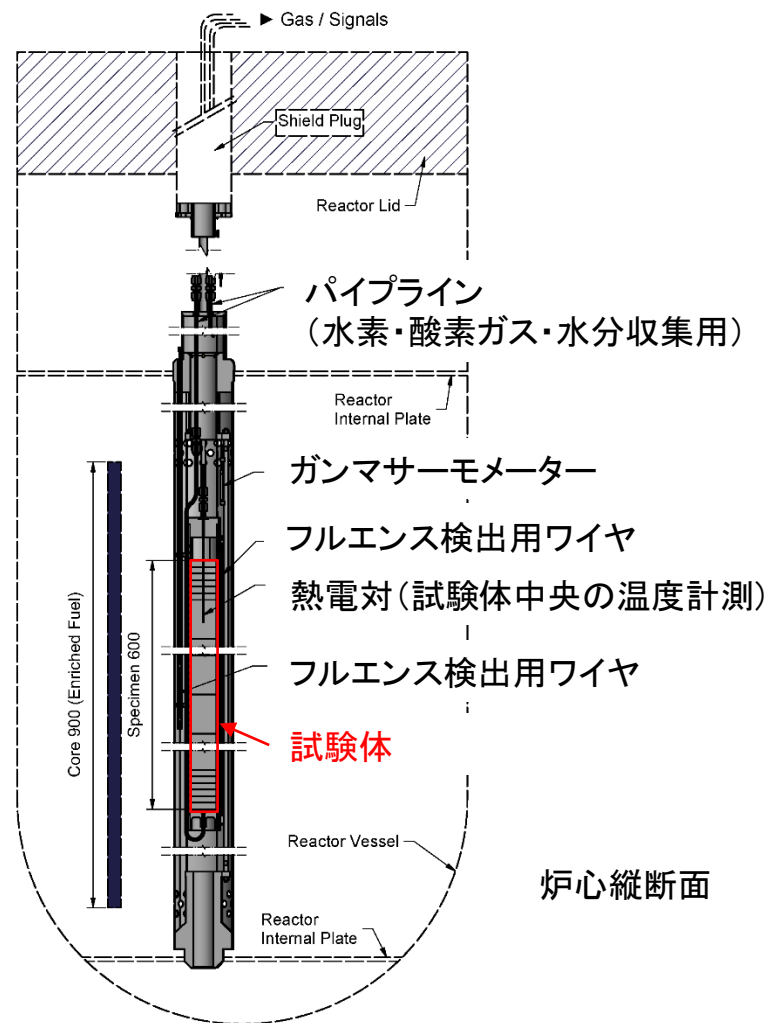
Position 52



JEEPII Reactor



Insert of capsule



中性子照射キャプセルの炉内設置状況

中性子影響：セメントペースト

セメントペーストは中性子に対して高い耐性をもつ。

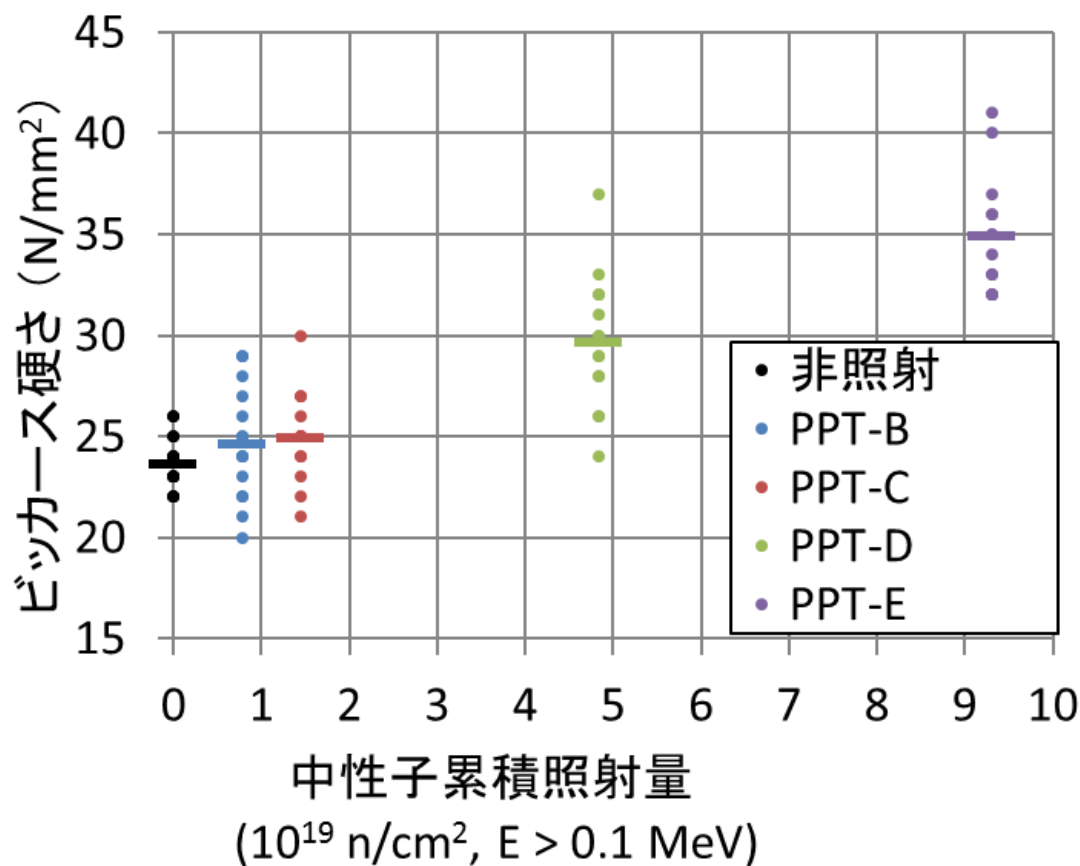


図1 セメントペーストの硬さと中性子照射量の関係

中性子影響：骨材

骨材は膨張する。特に鉱物として石英の膨張が大きい

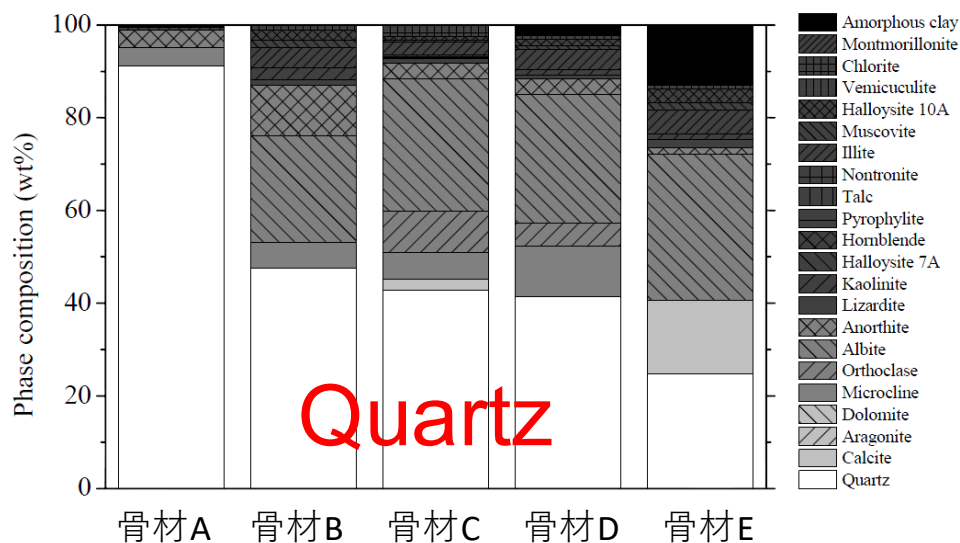


図1 骨材中の鉱物組成

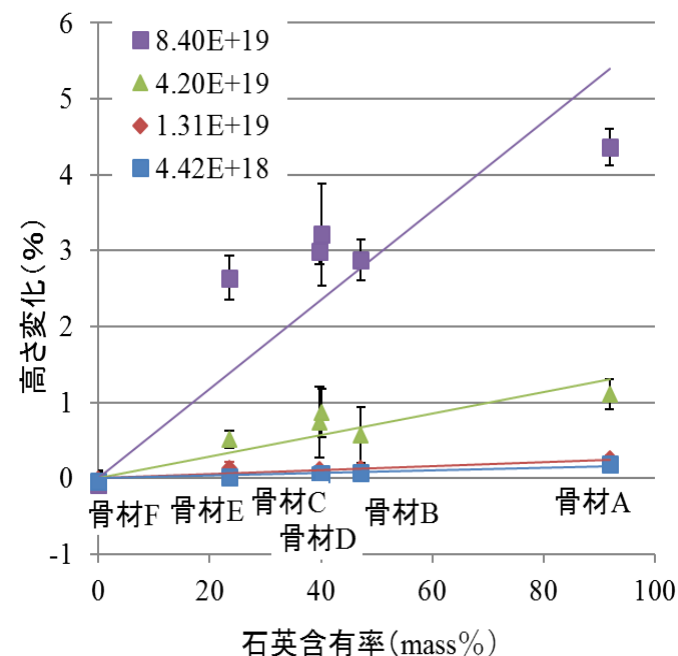


図2 骨材の膨張と石英量の関係



中性子影響：骨材中の岩石鉱物

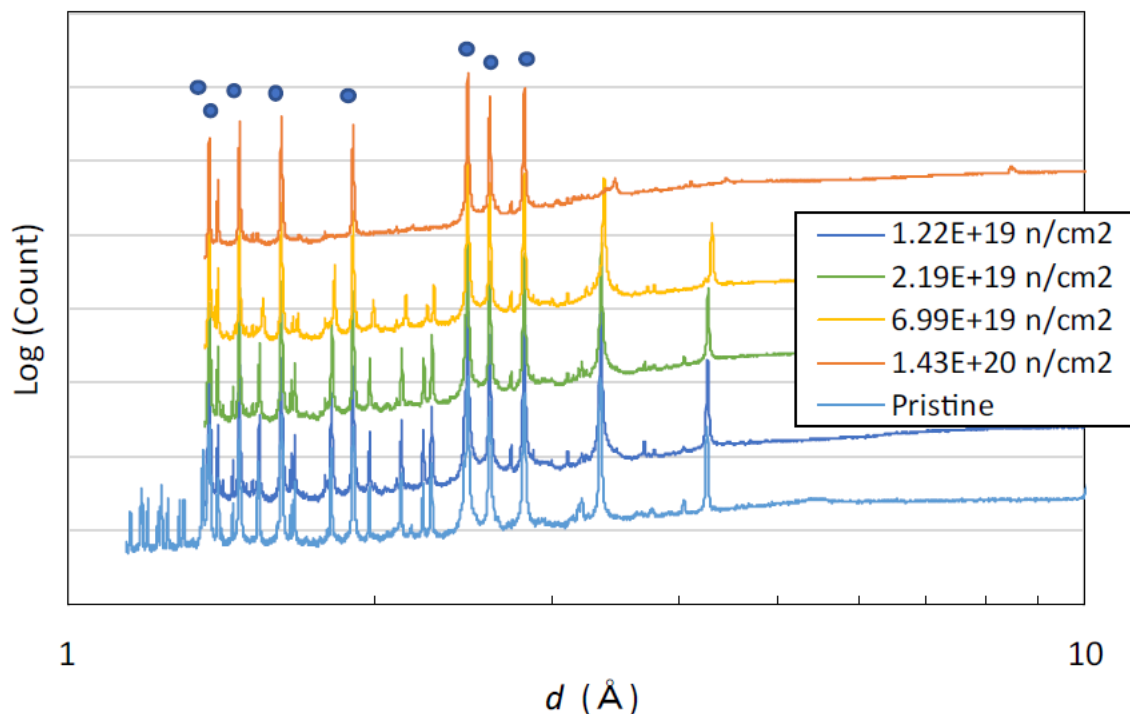


図1 X線回折結果

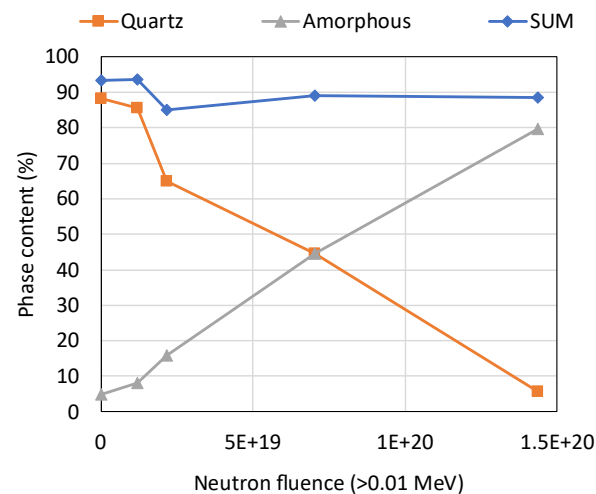
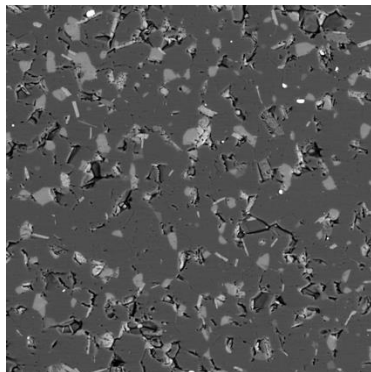


図2 骨材中の石英とアモルファスの量

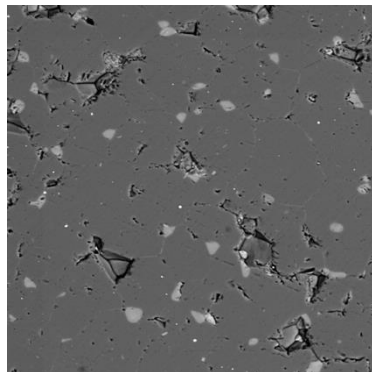
X線の回折＝結晶の周期構造 の寸法が照射につれて大きくなるとともに、ピークが小さくなる（アモルファス化）することを確認。

骨材の中の変化

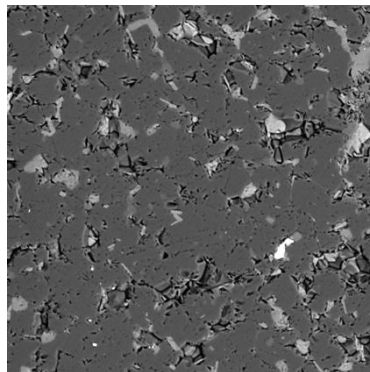
20 x 20 μm



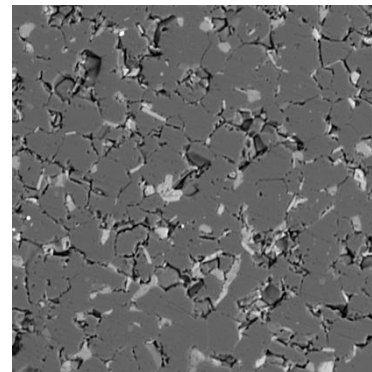
F39(non-irradiation)



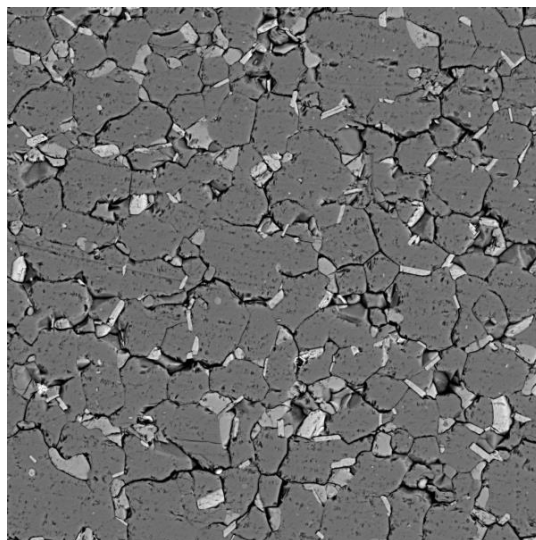
1.21E+19



2.18E+19



7.04E+19

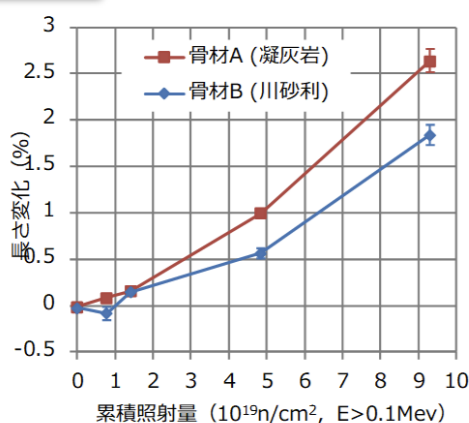
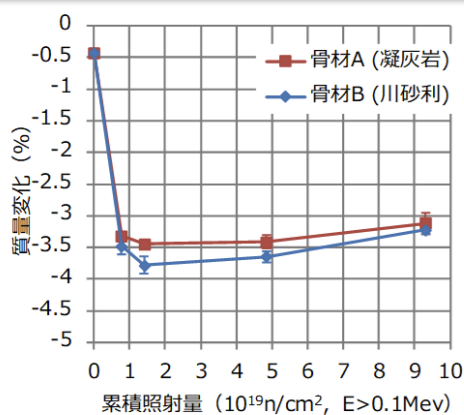
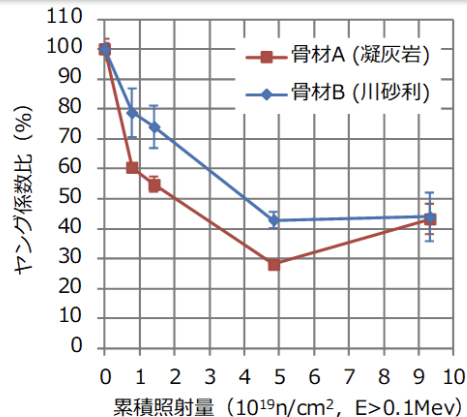
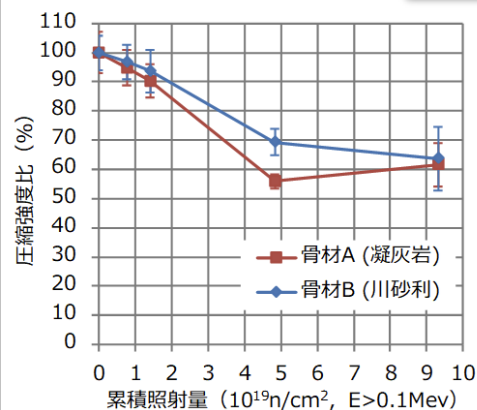


1.41E+20 (n/cm^2)

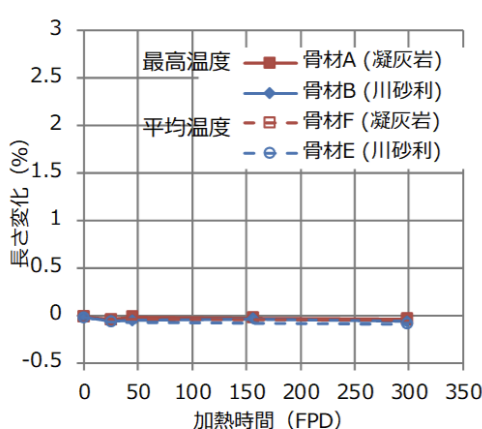
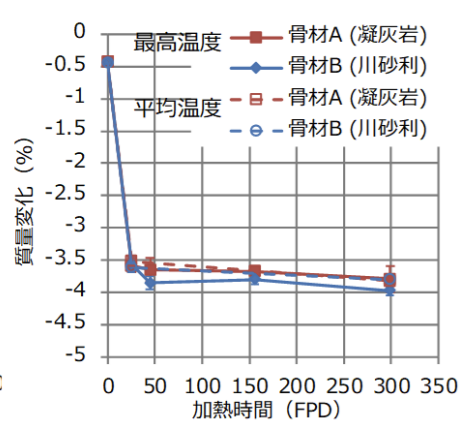
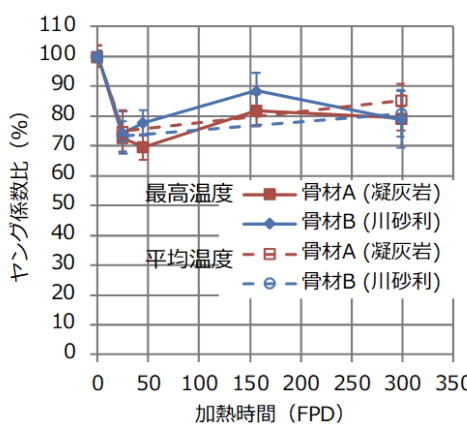
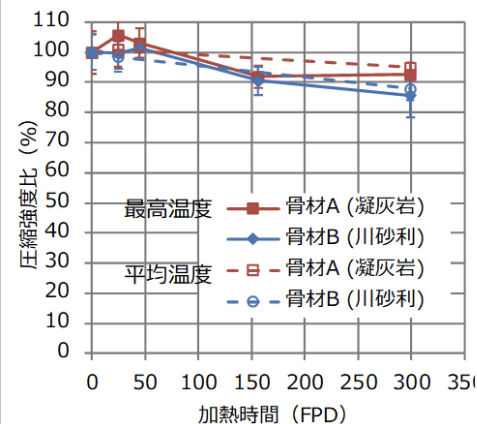
中性子影響：コンクリート（PIE・実験結果）

中性子照射試験

コンクリートは膨張し、強度・ヤング率が下がる



加熱試験



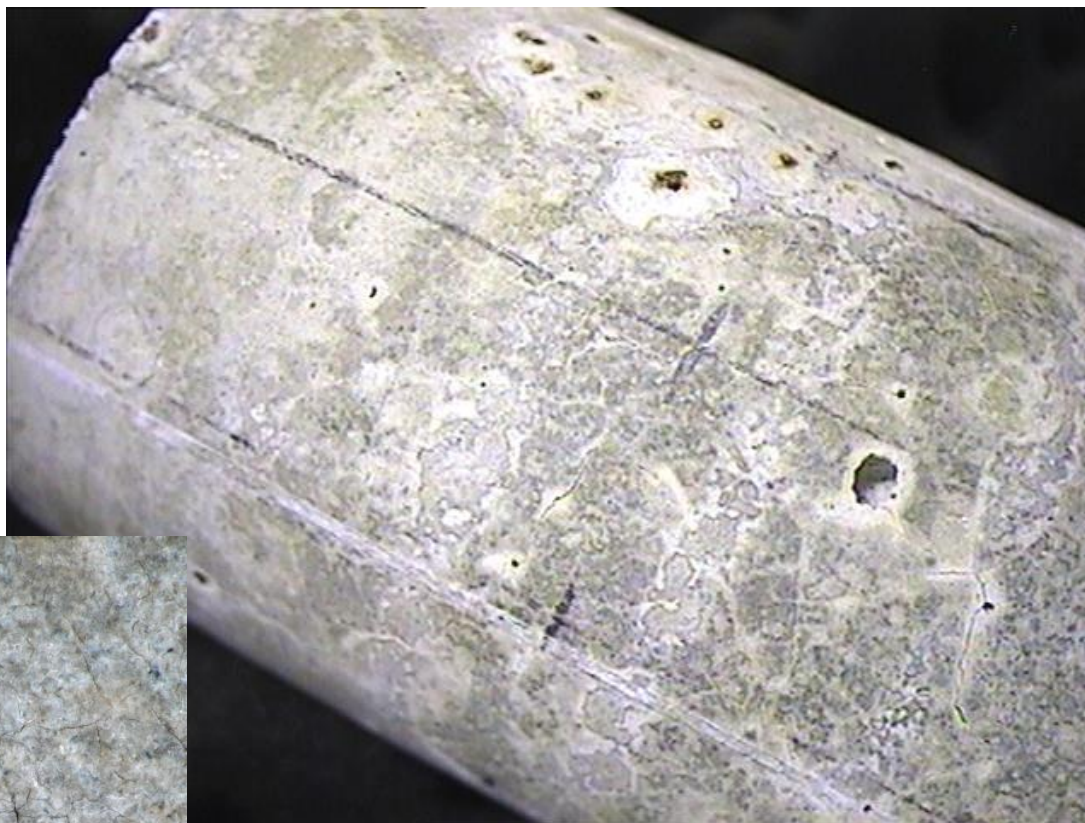
(a)強度

(b)ヤング係数

(c)質量

(d)寸法変化

図1 照射試験と加熱試験の結果



中性子影響：コンクリートの強度低下の考え方・目安値

コンクリートは膨張し、強度・ヤング率が低下する。

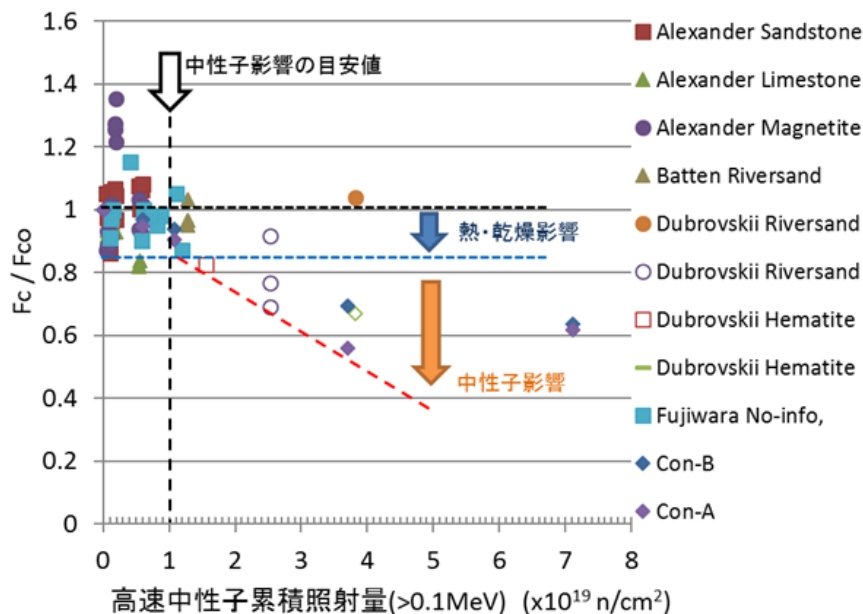


図1 実機の55℃照射条件に換算した高速中性子累積照射量と強度比の関係

・既往の研究を含めたデータの考察を行うと、加熱影響で強度低下率が15%生ずるものと考えると、放射線影響が生ずる高速中性子累積照射量は $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ となる。なお、本実験だけだと $2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ と確認された。**以上の結果は、Hilsdorf論文の結論と同様である。**

・加速試験に基づく科学的背景を有する強度低下が生じない目安値となる高速中性子累積照射量は $1 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ となる。ただし、骨材種類を考慮するなどすれば、これらの目安値は緩和できる。

References

Journal of Advanced Concrete Technology Vol. 15, 440-523, September 2017 / Copyright © 2017 Japan Concrete Institute

440

Scientific paper

Development of Soundness Assessment Procedure for Concrete Members Affected by Neutron and Gamma-Ray Irradiation

Ippei Maruyama^{1*}, Osamu Kontani², Masayuki Takizawa³, Shohei Sawada⁴, Shunsuke Ishikawa⁵, Junichi Yasukouchi⁵, Osamu Sato⁶, Junji Etoh⁷, Takafumi Igari⁸

Received 27 March 2017, accepted 18 August 2017

doi:10.3151/jact.15.440

Abstract

In 2008, Nuclear and Industrial Safety Agency (NISA) (currently integrated to the Nuclear Regulatory Authority) launched a project to develop a soundness assessment method for concrete members subject to a radiation environment. Presently, the soundness of concrete members subject to radiation is evaluated based on whether the predicted fast neutron fluence and gamma-ray dose values are lower than specific reference values in Japan, which are 1×10^{20} n/cm² and 2×10^5 kGy, respectively. These reference values were determined based on report by Hilsdorf *et al.* This project begins by reviewing Hilsdorf *et al.*'s report, and we find that the scientific evidence for the current reference values is weak. We thus conclude that new experimental research is required to assess the current reference values and to propose a new alternative soundness assessment procedure if needed. We quantitatively evaluated the influence of neutrons, gamma-rays, and the resultant heating and drying processes on the strength of concrete as well as their underlying mechanisms. The irradiation experiments confirmed the degradation mechanism of concrete due to neutron irradiation. The main reason for this degradation is the metamictization of rock-forming minerals, which, in turn, leads to aggregate expansion. Due to aggregate expansion, cracks around aggregates form, which reduce the compressive strength and Young's modulus of concrete. Among the rock-forming minerals, α -quartz is the most sensitive to neutron radiation. ⁶⁰Co gamma-ray irradiation experiments demonstrated that concrete strength increased as the gamma-ray dose and gamma-ray flux does not have a dose-rate impact on the first radiolysis of evaporable water in cement paste within the present study. The effect of gamma-ray irradiation on the properties of concrete is equivalent to that of heating and drying. Concrete strength alteration due to heating and drying is attributed to the colloidal and porous nature of hardened cement paste and crack formation around the aggregate due to a mismatch in the volume changes of the mortar and aggregate. In addition, a numerical analysis code called DEVICE (Damage Evaluation for Irradiated Concrete) is developed to harness knowledge obtained from concrete samples to predict the distribution of the physical properties in concrete members and their changes over time. From these fundamental studies, we propose a new soundness assessment procedure for concrete members subject to radiation. We also recommend a new radiation-induced strength-degradation reference value of 1×10^{19} n/cm² for fast neutron.

1. Introduction

1.1 Background

Concrete structures in nuclear power plants may undergo undesirable changes because of loads and environmental conditions. Since concrete structures in nuclear power plants are seldom replaced, predicting their aging phenomena as well as evaluating their current and future soundness is crucial. The widespread use of concrete structures for buildings and civil engineering structures has led to a solid understanding of their numerous degradation phenomena. Nevertheless, there is a lack of knowledge regarding the high-temperature (~90 °C) and radiation environments specific to nuclear power generation facilities because such conditions are rarely encountered in more common structures.

Several nuclear power plants in Japan that are being considered for operating periods exceeding 40 years are expected to surpass neutron irradiation fluence levels of 1×10^{19} n/cm² (fast neutron, > 0.1 MeV). Researchers have claimed that concrete exposed to such fluence levels would deteriorate (Hilsdorf *et al.* 1978). Table 1 summarizes the maximum expected fast neutron fluence and gamma-ray dose of boiling water reactors (BWR) and pressurized water reactors (PWR) in Japan over an operating period of 60 years. Figure 1 shows typical

¹Professor, Graduate school of Environmental Studies, Nagoya University, Nagoya, Japan. *Corresponding author, E-mail: ippei@dali.nuac.nagoya-u.ac.jp

²General Manager, Nuclear Power Department, Kajima Corporation, Tokyo, Japan.

³Research Director, Nuclear Safety Division, Mitsubishi Research Institute, Inc., Tokyo, Japan.

⁴Deputy Senior Manager, Nuclear Power Department, Kajima Corporation, Tokyo, Japan.

⁵Engineer, Nuclear Power Department, Kajima Corporation, Tokyo, Japan.

⁶Senior Researcher, Nuclear Safety Division, Mitsubishi Research Institute, Inc., Tokyo, Japan.

⁷Researcher, Nuclear Safety Division, Mitsubishi Research Institute, Inc., Tokyo, Japan.

⁸Researcher, Technology Safety Department, MRI Research Associates Inc., Japan.

I. Maruyama, O. Kontani, M. Takizawa, S. Sawada, S. Ishikawa, J. Yasukouchi, O. Sato, J. Etoh, T. Igari, Development of soundness assessment procedure for concrete members affected by neutron and gamma-ray irradiation, J. Adv. Concr. Technol. 15 (2017) 440-523. <https://doi.org/10.3151/jact.15.440>.

M. Kojima, M. Nakano, K. Taguchi, NRA Technical Report Series, Effects of Neutron Irradiation on Concrete Strength, NTEC-2019-1001, Nuclear Regulatory Authority, Tokyo, 2019. <https://www.nsr.go.jp/data/000281637.pdf>.

NRA 技術報告

NRA Technical Report Series

NTEC-2019-1001

中性子照射がコンクリートの強度に及ぼす影響

Effects of Neutron Irradiation on Concrete Strength

小嶋 正義 中野 眞木郎 田口 清貴
Masayoshi KOJIMA, Makio NAKANO, and Kiyotaka TAGUCHI

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)

原子力規制委員会
Nuclear Regulation Authority

令和元年 8 月
August 2019



資源エネルギー庁事業

様々な骨材を照射

- 国内PWR原子力発電所の粗骨材に使われている岩種をほぼ網羅。
- 組織、組成が異なる火成岩をバランス良く選定。

国内PWR原子力発電所の粗骨材

産地	岩種
鹿児島県 薩摩川内市 川永野町	安山岩
山口県 柳井	
佐賀県 (旧)東松浦郡玄海町 有浦	玄武岩
佐賀県 伊万里市 波多津町	
佐賀県 (旧)東松浦郡鎮西町 岩野／石原	
京都府 舞鶴市 余部	
愛媛県 大州市	輝緑岩 (=はんれい岩)
福井県 敦賀市 葉原	砂岩
京都府 舞鶴市 漆原	

火成岩の分類

		超塩基性岩	塩基性岩	中性岩	酸性岩
斑状組織	火山岩		玄武岩	安山岩	流紋岩
等粒状組織	深成岩	かんらん岩	はんれい岩	閃緑岩	花崗岩
SiO ₂ (重量%)		45% ◀────────▶ 52% ◀────────▶ 66%			
色		黒っぽい ◀────────────────────────▶ 白っぽい			
比重		約3.2 ◀────────────────────────▶ 約2.7			
鉱物組成					

酒井治孝、「地球学入門、第2版、惑星地球と大気・海洋のシステム」、東海大学出版部を基に再描写



砂岩



かんらん岩



玄武岩



安山岩



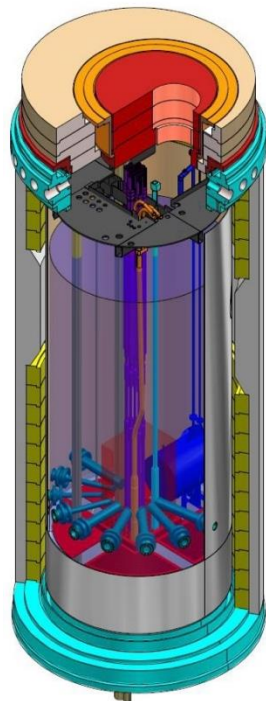
花崗岩

中性子照射試験

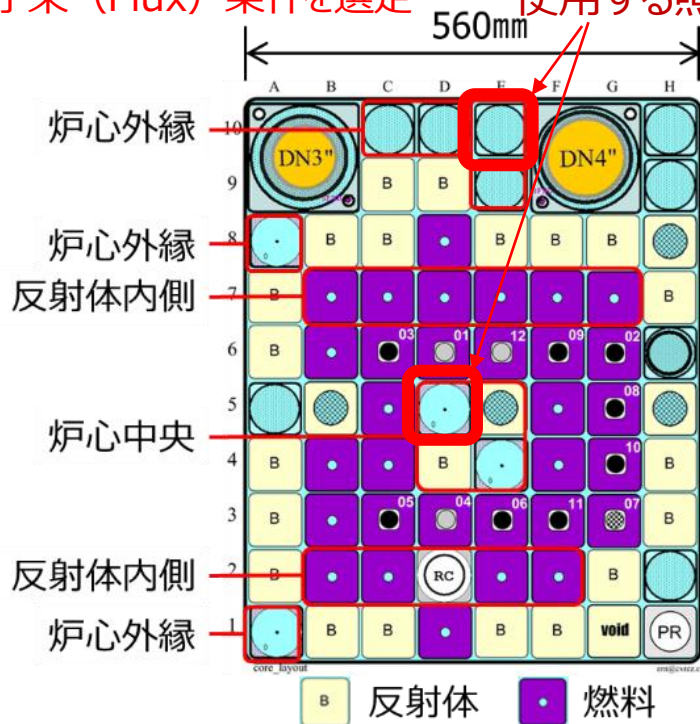
- 照射中のサンプルの温度を一定以下に抑えるために、ガンマ線発熱が低い炉心外側に位置する照射孔を選定。
- 照射孔に、4本のチューブを格納できる孔(P1～P4)を有する照射用リグを設置。
- 各チューブは1水準分の骨材試験体33体(10種類×3体+温度測定用3体)を収容。

【成果1、2につながる試験の準備を推進】

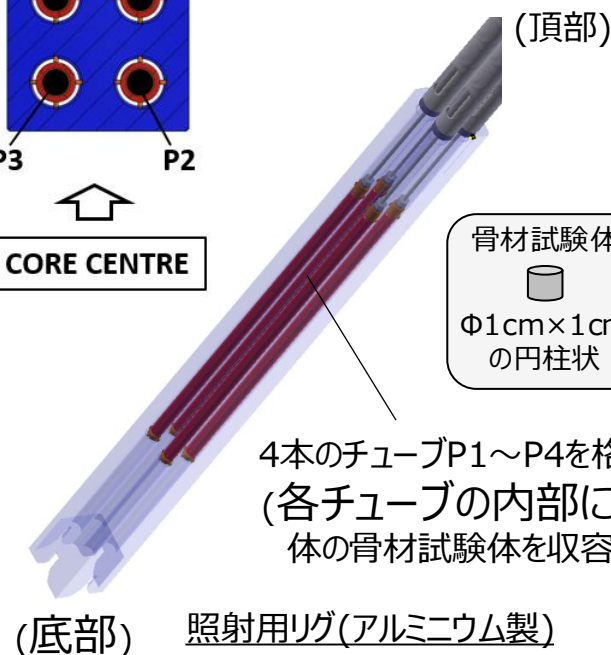
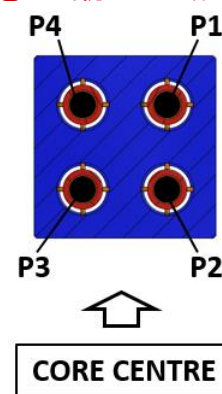
- 異なる3つの中性子束 (Flux) 条件を選定
- 使用する照射孔※当初のD10からE10に変更



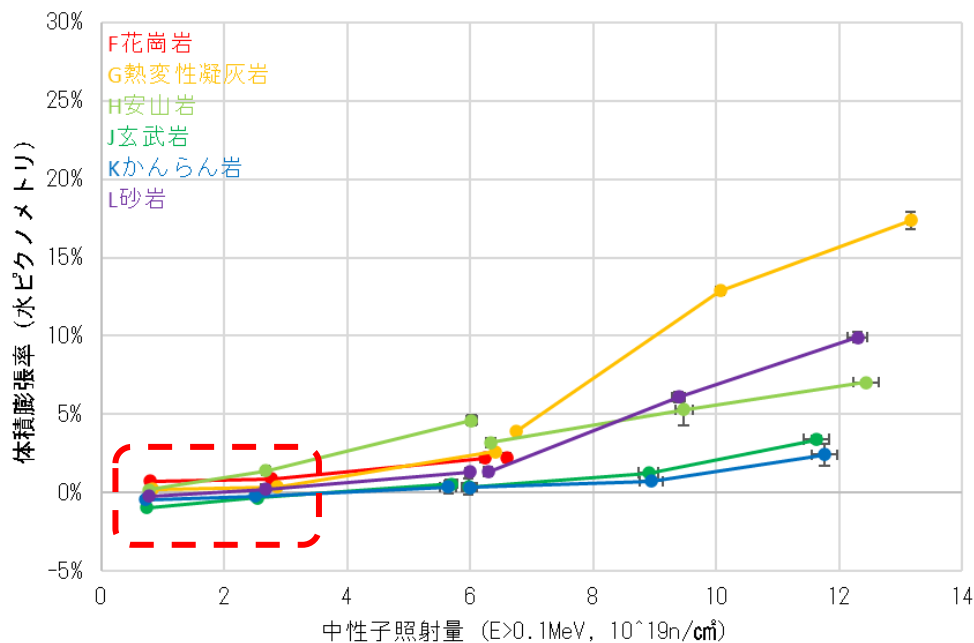
LVR-15 全体像



LVR-15 炉心平面図



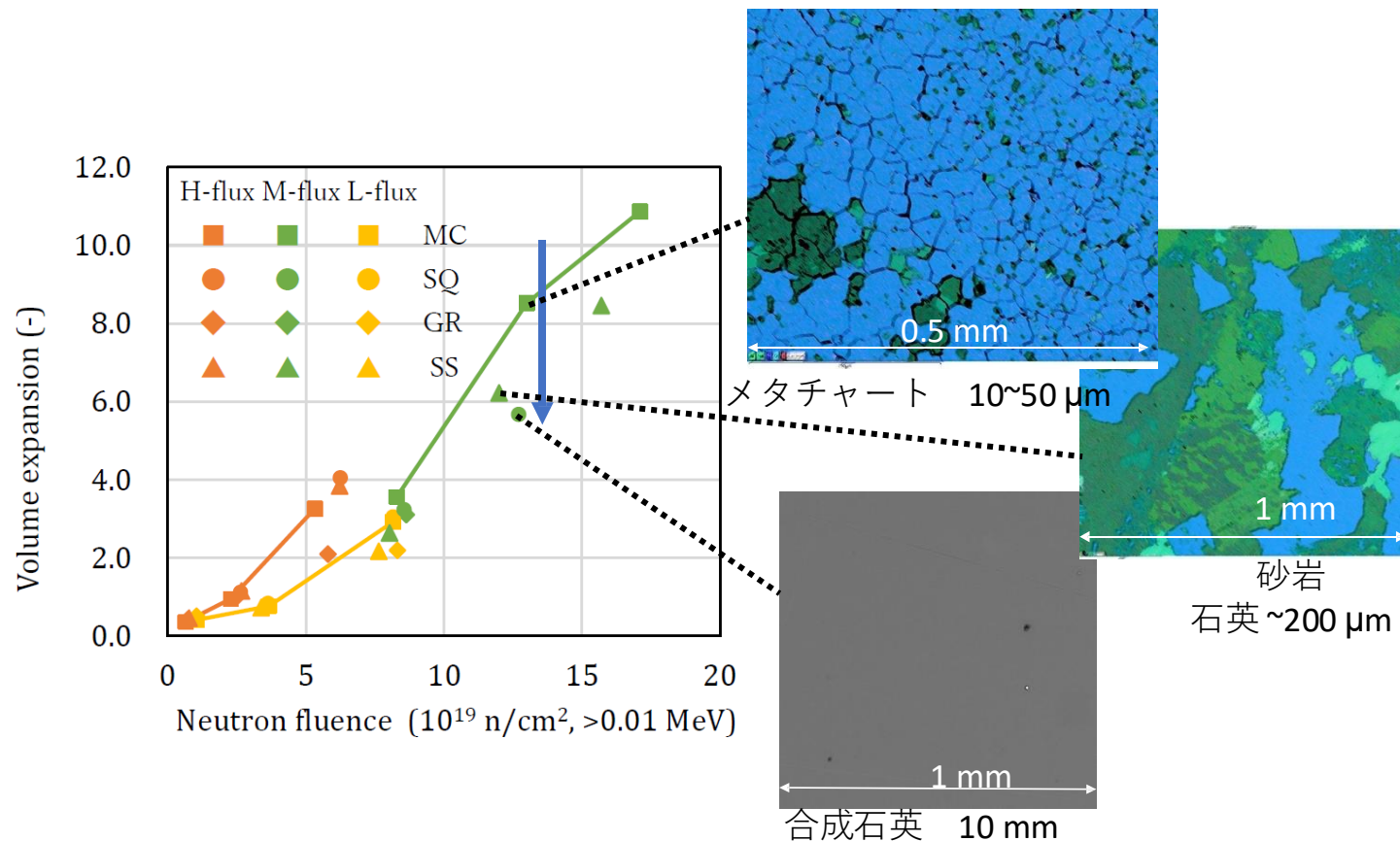
照射による骨材の体積変化



中性子照射量に対する体積膨張率 ($E > 0.1 \text{ MeV}$ 、寸法測定)

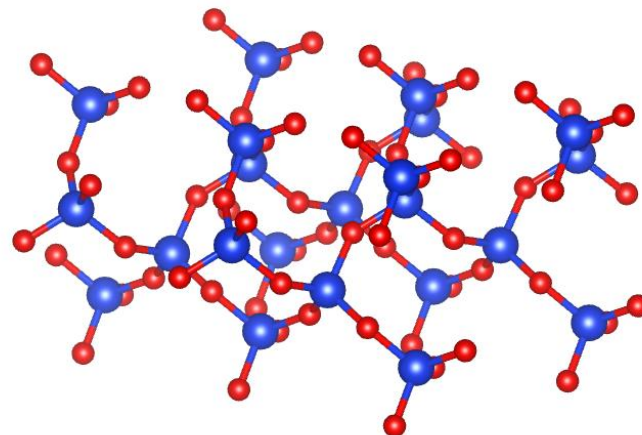
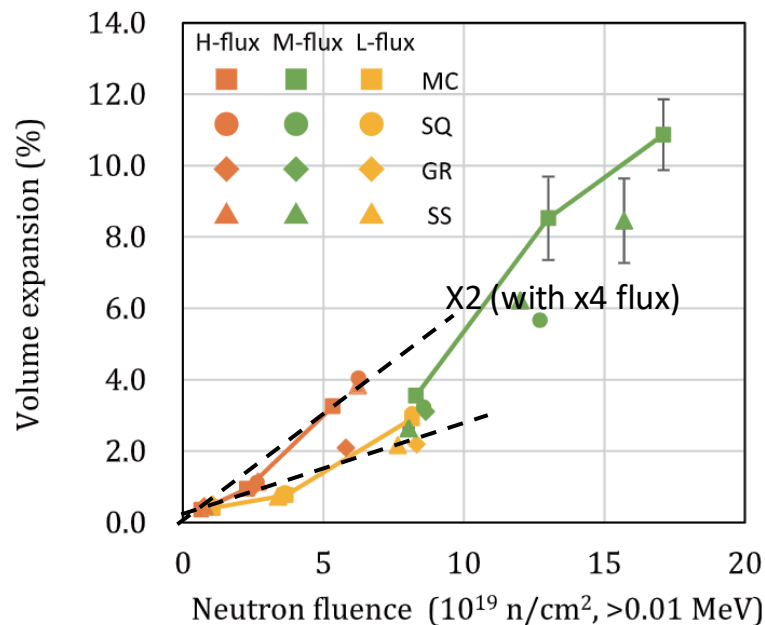
- ・骨材が膨張することは確認された。長石類（石英を含まない）を主体とする岩石でも膨張は生ずる。
- ・一方、低中性子照射量の領域で収縮する岩石もあり、そのメカニズムは現在も不明である。

照射による石英粒子の膨張について



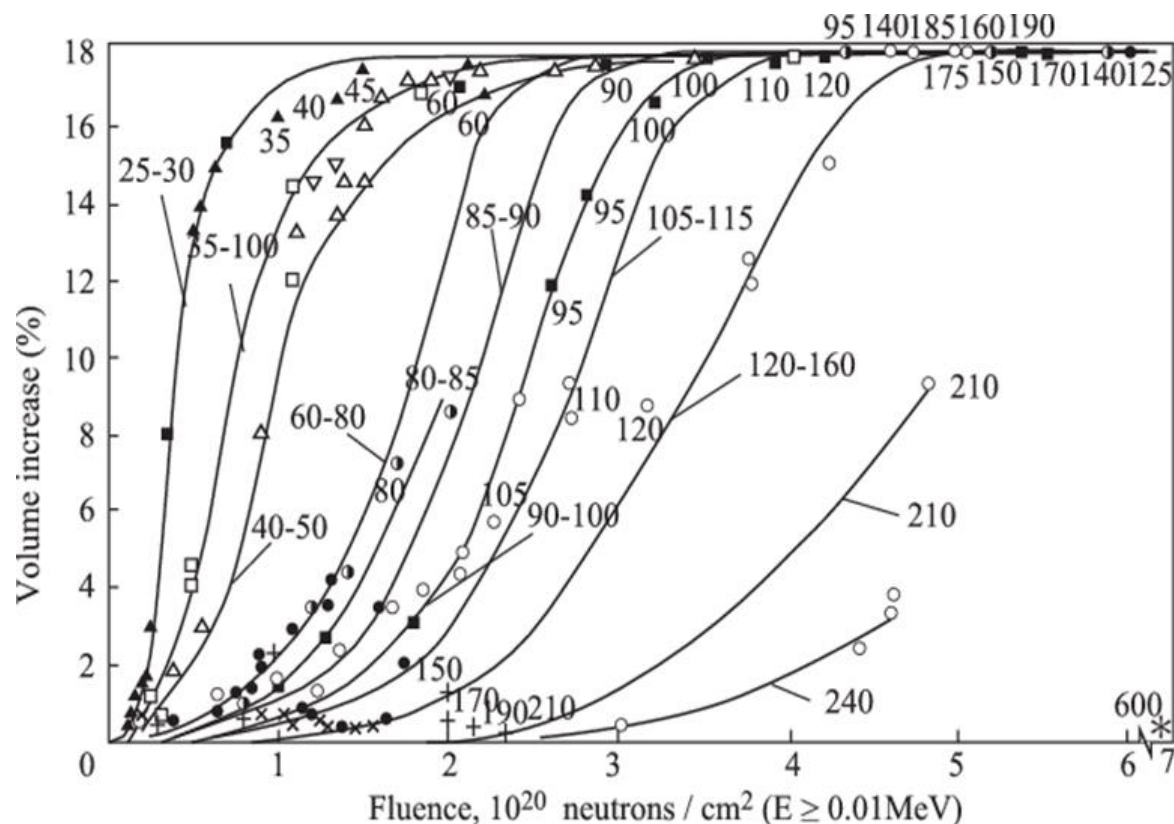
- ・石英の膨張は、岩石中の鉱物粒子の大きさの影響を受ける。

中性子束の鉱物膨張への影響



- ・石英の膨張は、中性子束が4倍になると2倍の膨張量になることが明らかになった。
- ・すなわち、石英膨張において、**中性子→損傷→膨張**の反応があるだけでなく、**損傷→治癒効果**の反応があることが明らかになった。

加速試験における温度と石英の膨張カーブの関係



V.N. Bykov, A.V. Denisov, V.B. Dubrovskii, V.V. Korenevskii, G.K. Krivokoneva, L.P. Muzalevskii, Effect of irradiation temperature on the radiation expansion of quartz, At Energy, 51 (1981) 593-595.

- 温度によって同じ中性子フルエンスでも異なる膨張ひずみであることが示唆。
- 損傷→治癒効果は温度にも大きく依存する現象であることがわかる。

Flux・温度 両因子から膨張を回復／遅延させる反応の存在を確認

実原子力関係への外挿

健全な結晶領域と損傷を受けた領域の2つがあると仮定し、それぞれに固有の体積があると仮定。それぞれに中性子損傷に対応した断面積を仮定し、反応過程を偏微分方程式で記載して、実験データを再現。

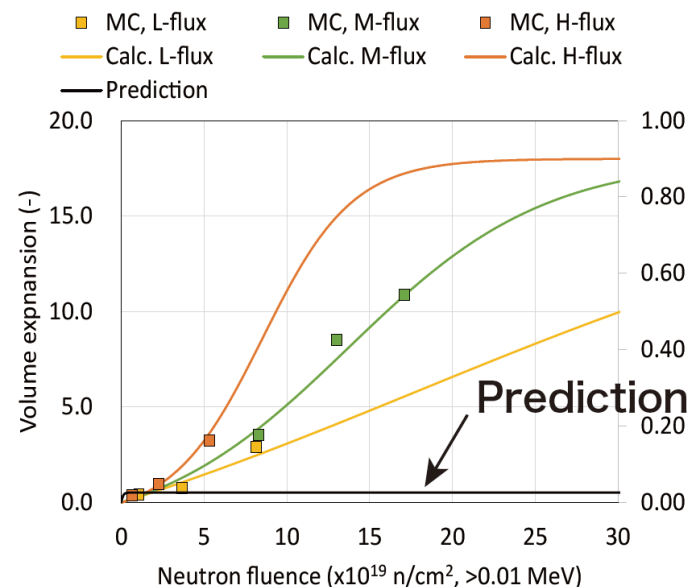
$$R = R_1 C_1 + R_2 C_2$$

$$1 = C_1 + C_2$$

$$\begin{cases} \frac{dC_1}{dt} = -\phi\sigma_1 C_1 - \phi\sigma_2 C_1 C_2 + bC_1 C_2 \\ \frac{dC_2}{dt} = +\phi\sigma_1 C_1 + \phi\sigma_2 C_1 C_2 - bC_1 C_2 \end{cases}$$

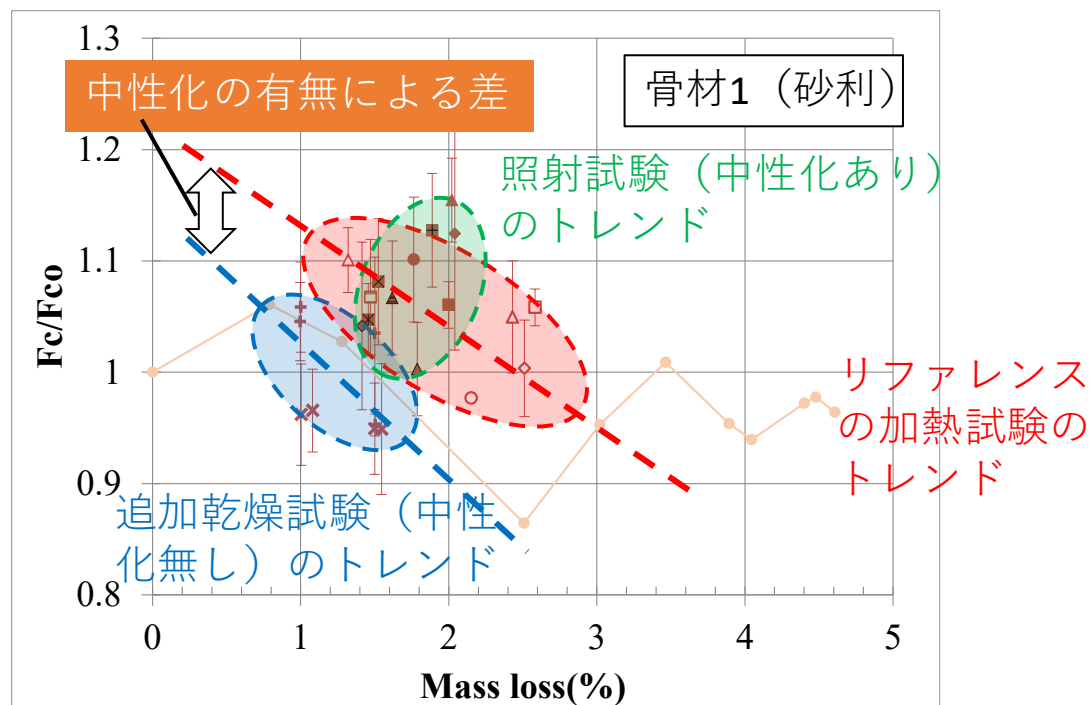
σ_1	2.1E-21
σ_2	----
b	1.5E-07

(a)



この情報から実機の条件を当てはめるとほとんど膨張しない、という結果になる。

ガンマ線の影響について

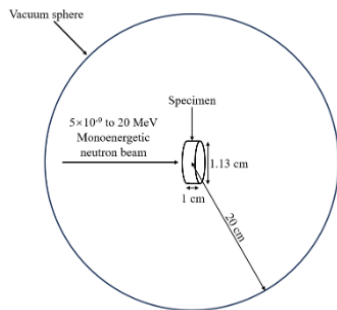


- ガンマ線照射影響は、熱・加熱影響と同等である。熱的影響以外のRadiolysisの影響は物性で明確に確認できず、ばらつきの範囲におさまる。
- ガンマ線影響に関する目安値の必要性・根拠は現在のところ見つけられない。一方で、熱・加熱影響評価における 65°C の設定根拠を明確にすることが同時に求められる。

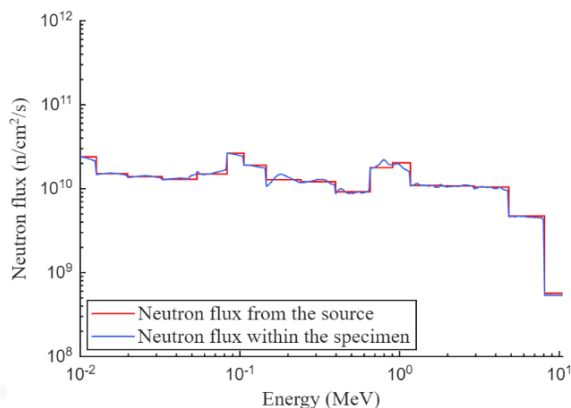
はじき出し損傷(dpa)の精緻化 ⇒ 原子炉間の比較

- ガンマ線影響をdpaの観点から再評価

PHITSコードで体系を構築



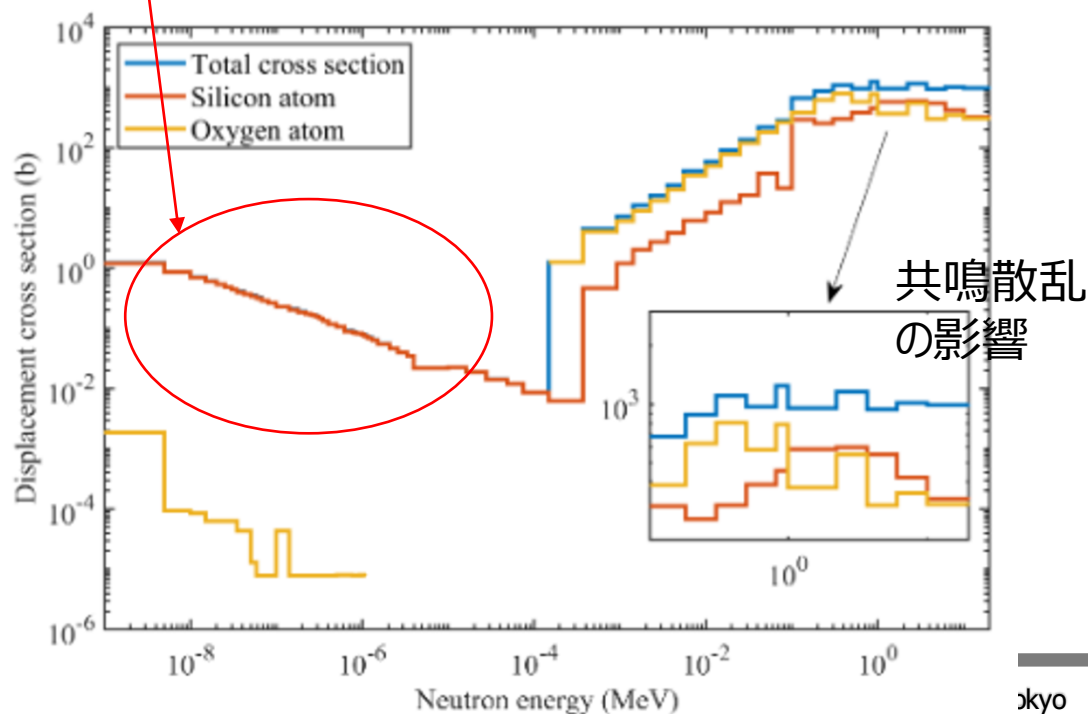
原子炉毎のMCNPの結果から、
試料内部の中性子スペクトル
等を評価



骨材鉱物のはじき出し断面積を評価

ガンマ線の影響は無視できるレベルであることを確認

はじき出しモデルの違いは実用炉で問題にならないことを確認（利用環境の中性子スペクトルが軟らかい）

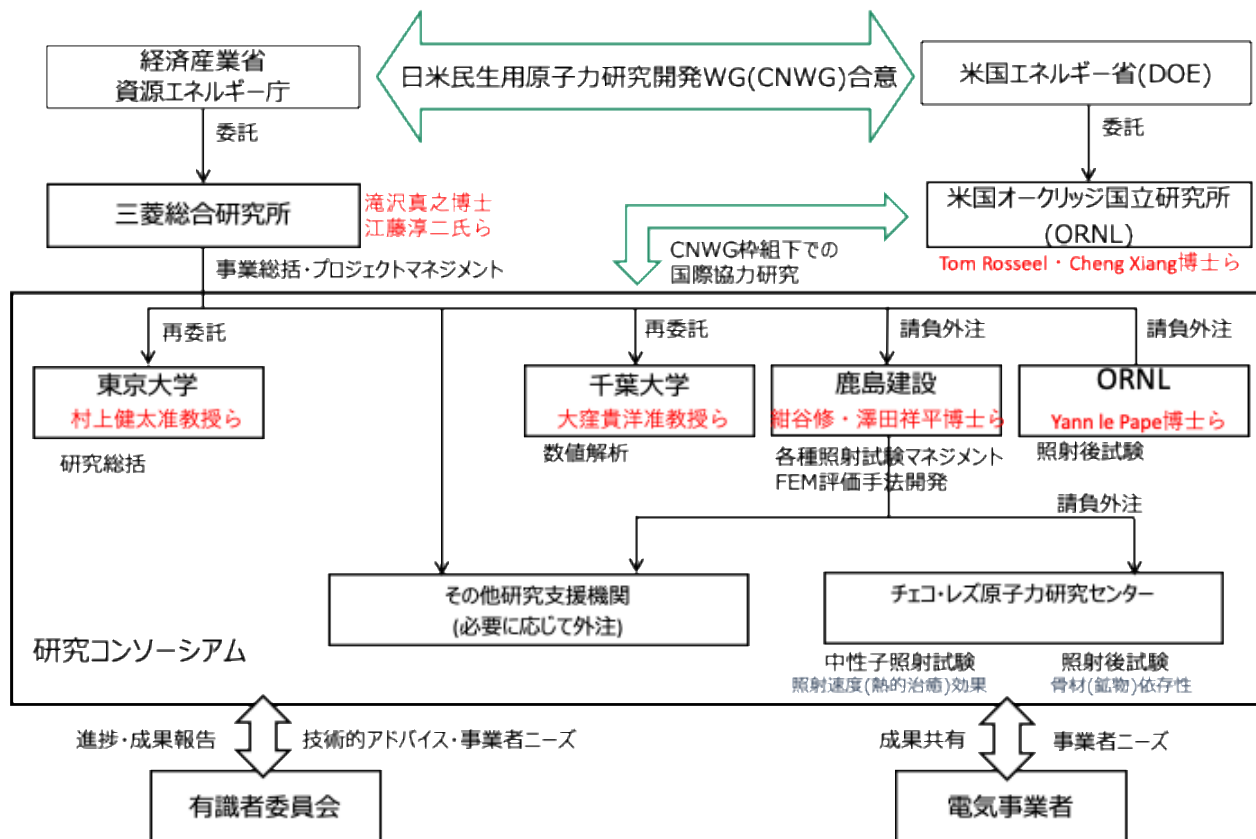


まとめと今後について

- 今後、**廃炉材研究を推し進めることによって実機の中性子環境条件においてコンクリートのリスクはほとんど無いと証明できる可能性**がある。新たなリスクの洗い出しと同時に、科学的知見による合理的なリスクの見直し（Harmless判断）の両方を進めるべきである。
- 本研究は、次世代炉、SMRなどで遮蔽条件が厳しい場合の建設材料開発に資する知見を提供する。
- 国内実験炉の必要性：JEEP-II炉、Halden炉も廃炉した。国内炉も廃炉しており、廃炉国内照射施設を持たないと重要知見による研究開発のイニシアチブをもてない。国際協調と国内独自開発の両輪ができる研究開発環境は引き続き重要と考える。
- 廃炉研究の重要性：材料は変化する。そのため、高経年問題では当時の材料を復元できない研究となる。また、加速試験の問題を乗り越えるには廃炉材研究が不可欠。新しいプラント、現状プラントの長期運転、廃炉をそれぞれ有効活用して、シナジーを産む戦略とそのサポートが重要。
- 国際連携の重要性：安全研究、高経年化対策研究は世界のプラントに対して合理的な評価基盤を構築すべきで、その観点で世界への貢献が不可欠。コンクリートの問題については日本がイニシアチブを取れる領域となっており、引き続きの研究開発の継続が重要。

謝辞

- 本資料に示した成果は、多くの関係者の貢献によって明らかになったものです。関係各位に御礼申し上げます。



資源エネルギー庁：原子力の安全性向上に資する技術開発事業（高経年化対策に資するコンクリート照射劣化に関する研究）



格子定数の決定、ならびに、アモルファス量の測定

- α -Quartz, α -Quartz HT, β -Quartz を考慮
- 質量変化と格子定数を決定。内部標準法によりアモルファス量も決定。
- 相組成と水のピクノメトリで評価した、アモルファス部分の密度変化と、XRDで決定した α -Quartzの体積変化による密度変化は、一致する。
- 相組成と結晶相による密度変化＝アモルファスの密度変化とする予測結果は、水のピクノメトリによる全体の密度変化を適切に予測できる。

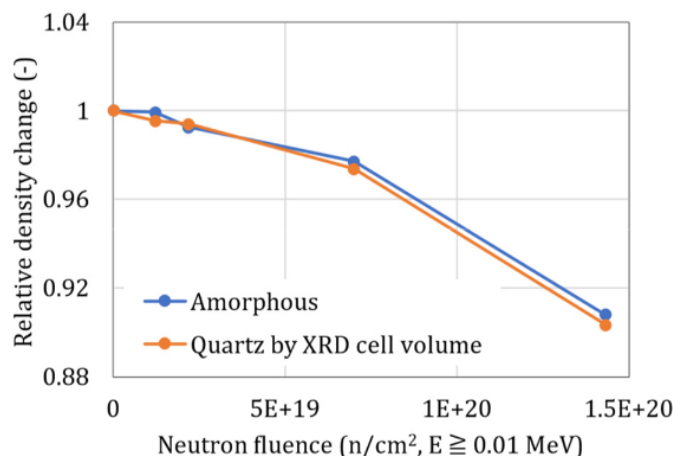


Fig. 12 Relative density change of α -quartz and amorphous phase calculated by assuming that other phases do not contribute to the volume change of aggregate.

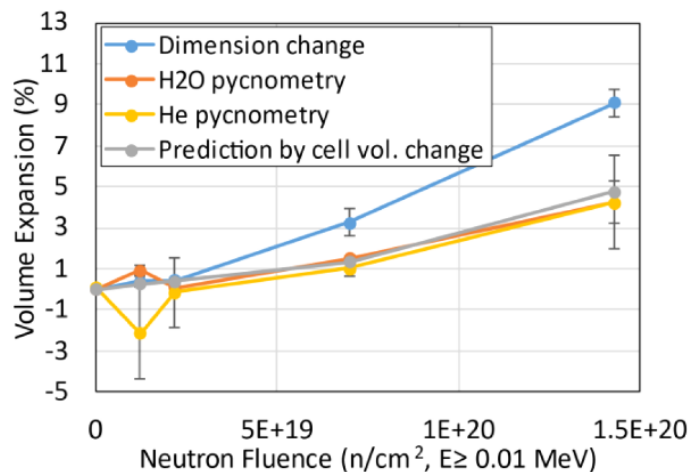
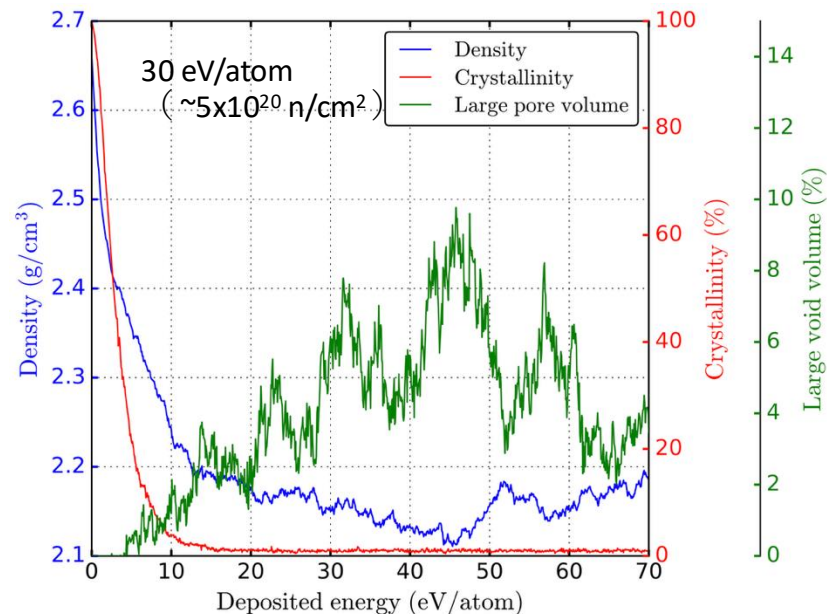


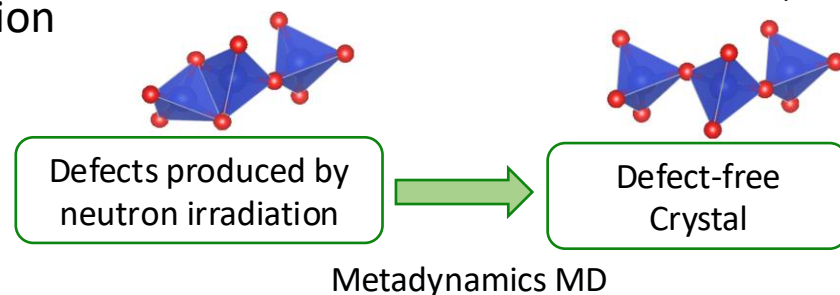
Fig. 7. Volume expansion of sandstone based on dimensional changes, water pycnometry, and He pycnometry, and the predicted expansion based on the cell volumes of the minerals as a function of neutron fluence.

Molecular Dynamics Simulation

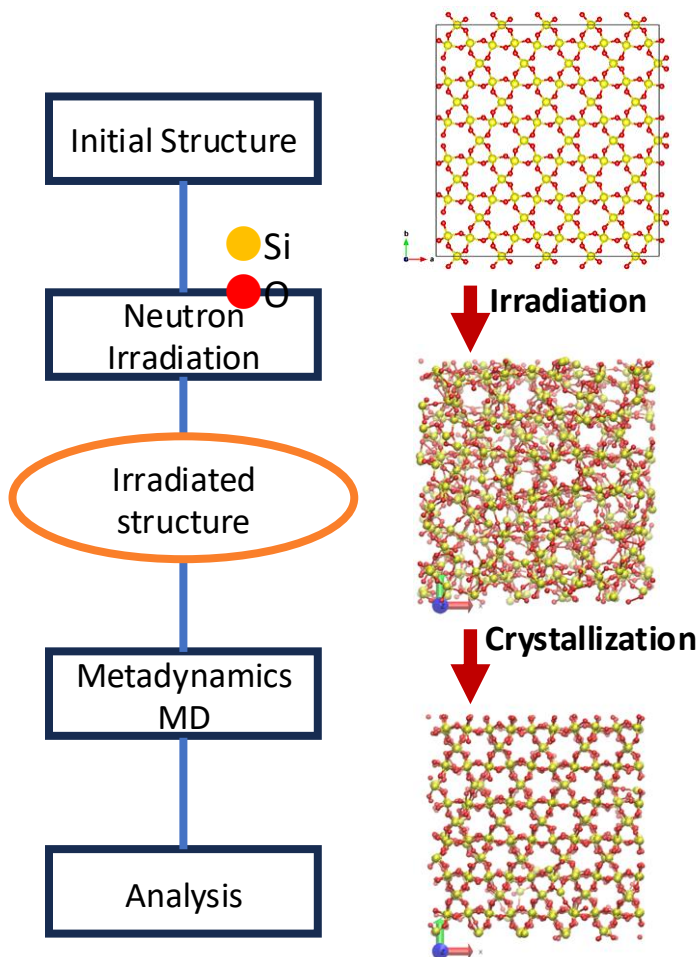
- Neutron Irradiation Simulation
 - The experimentally observed expansion is accurately reproduced in the MD
MD: 20% Exp.: 18%
 - The reaction rate of THC is very slow.
 - **THE** that occurs over a timescale of years cannot be reproduced by conventional MD.
- Metadynamics MD Simulation
 - Bias potential applied to induce crystallization of irradiated amorphous quartz.
 - THE is reproduced within the timescale accessible to MD simulations.



AIP Advances 10, 125212 (2020)



Computational Method

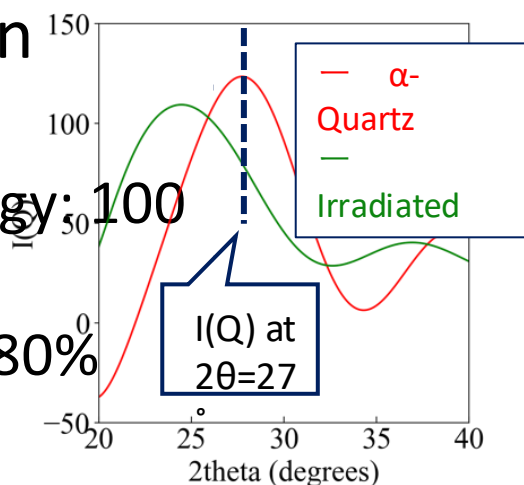


1. Equilibration of a-Quartz Crystal

- 1350 atoms
- ReaxFF force field

2. Neutron Irradiation Simulation

- Elastic Neutron Energy: 100 eV
- 20%, 40%, 60% and 80% crystallinities
- 50 irradiated models



3. Metadynamics MD

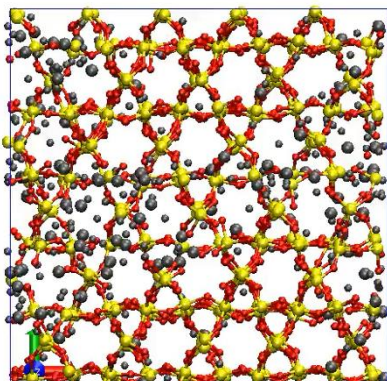
- 2800 K

Metadynamics MD

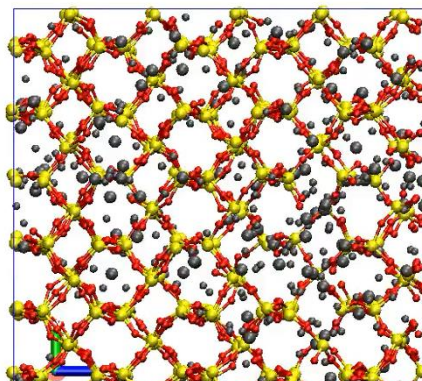
Crystallinity

80%

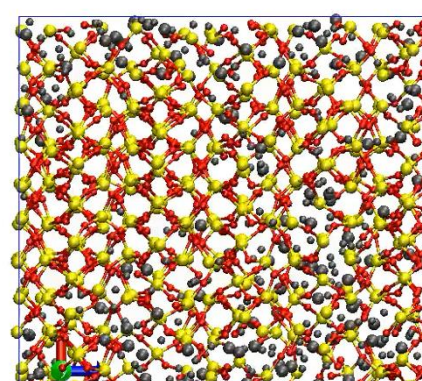
xy plane



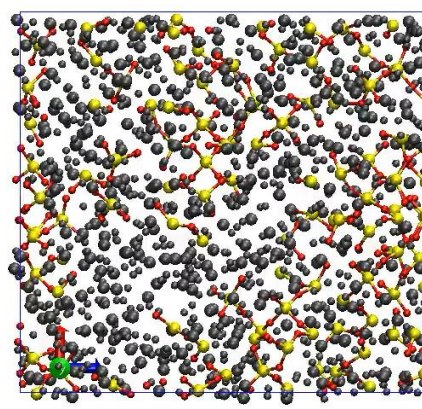
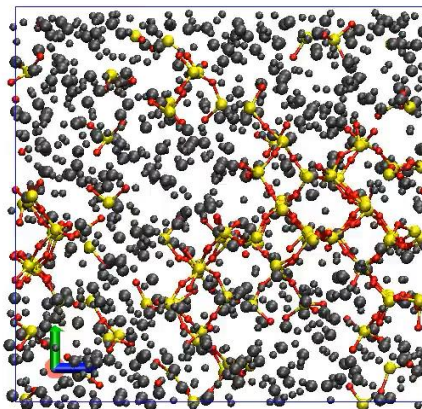
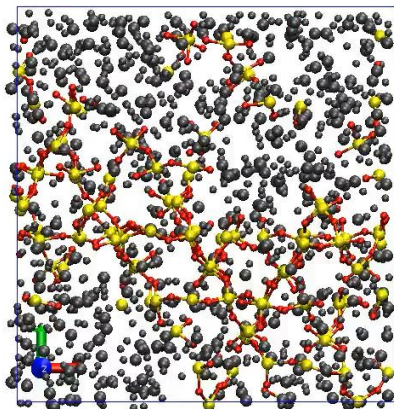
yz plane



xz plane

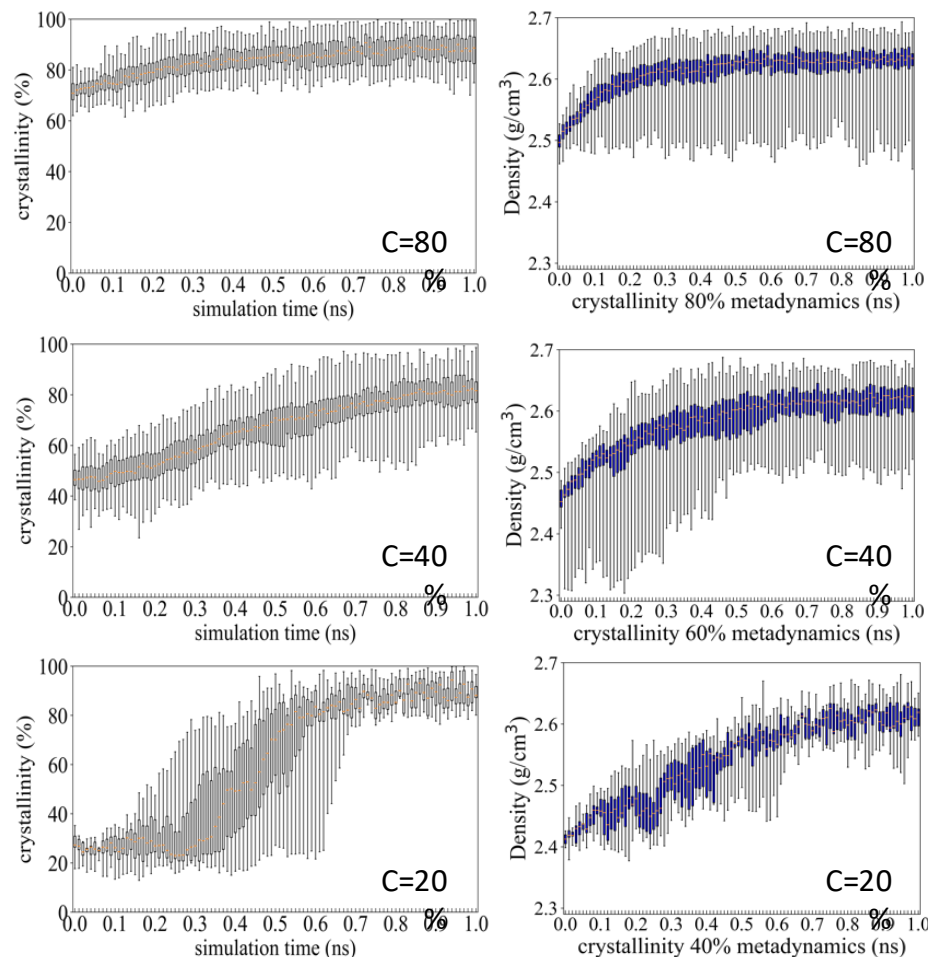


40%



Crystallinity and Density

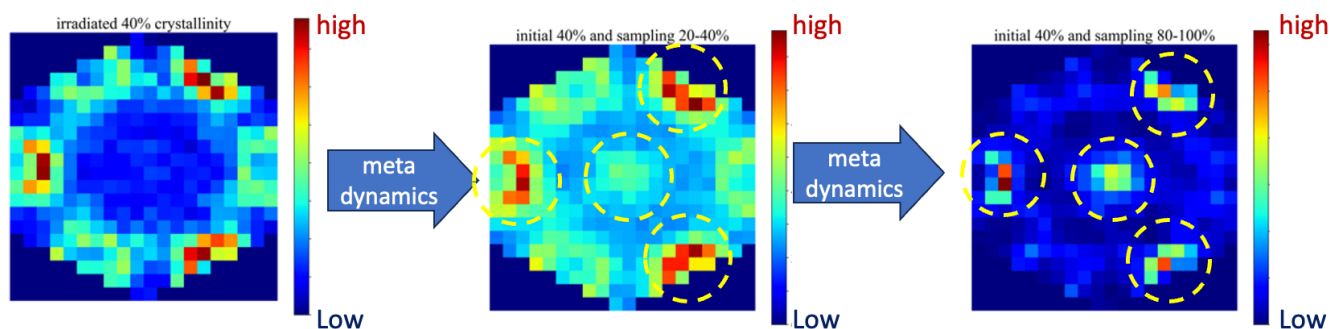
- Metadynamics of irradiated quartz at 2800 K for 1 ns
- There is significant variation in crystallinity and density for the model.
- As crystallinity increases, the density slowly recovers.
- A rapid recovery is observed in models with low initial crystallinity.



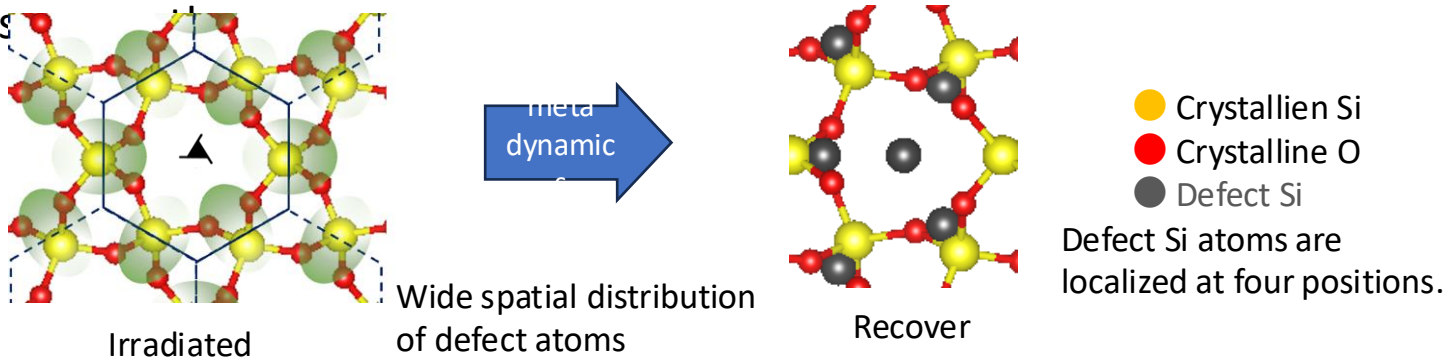
Quartz with 20% crystallinity transforms into a crystalline phase following an S-shaped curve.

Spatial distribution of defect sites

- 3_1 screw axis in α -quartz

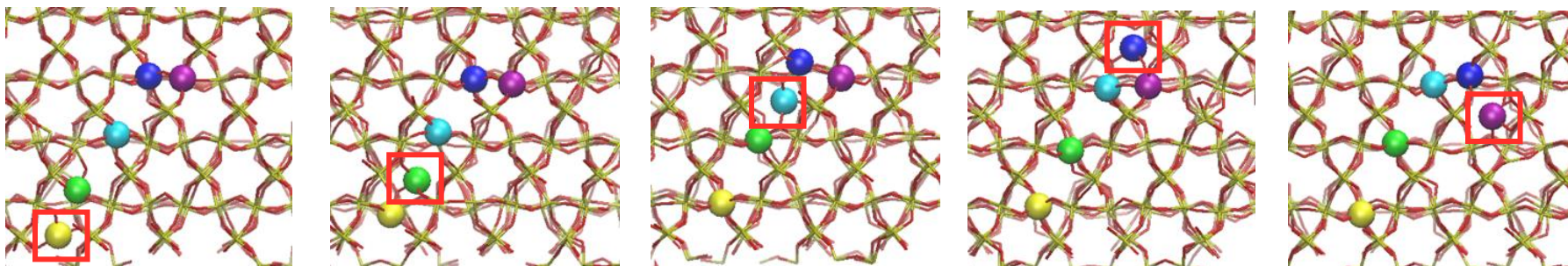


- A high frequency of defect Si atoms was found on the 3_1 screw axis and along the c -axis



Diffusion Behavior of Defect Si

- Si atoms diffuse through repeated atom-to-atom collisions on “ 3_1 ” screw axis

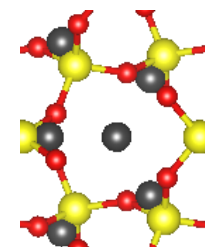


- Periodic SiO_4 tetrahedral structures formed during Si atom diffusion
- Si-O and Si-Si bonds involving defect Si are promptly restored.

Progress of Metadynamics MD

Defective Si atoms acquire crystal sites through diffusion.

Formation of periodic SiO_4 tetrahedral structures



新しい仕組み「長期施設管理計画の認可制度」

- 長期施設管理計画の認可の基準は、次のとおりとされる。
 - ✓ 基準への適合を立証するのは事業者であり、立証することができなければ認可はされず、運転は継続できない。
 - 将来の劣化の予測・評価の方法が適確なものであること
 - 劣化を考慮しても、今後10年を超えない期間にわたり規制基準に適合できること
 - 劣化の管理のための具体的な措置が災害の防止上支障のないものであること
 - 審査のポイントは、
 - ✓ ①主要な6つの経年劣化事象について、60年以降も劣化の進展を的確に予測できるのか、
 - ✓ ②60年を超えることに伴い新たに考慮すべき劣化の形態がないか、
- という2つの課題について、事業者により、60年超の劣化に関する十分な科学的知見が収集されているかどうか。

海外の動向：米国における80年超運転認可

- TurkeyPoint原子力発電所（Unit3・Unit4）
フロリダ州に立地するTurkeyPointは、2基のWestinghouse製PWR（Unit3・4）を持つ大規模発電所。Unit3は1972年、Unit4は1973年稼働。現在はフロリダ・パワー・アンド・ライト社が運転。原子炉の熱出力は各約1800MWt級。80年運転認可日は2019年12月4日。
- PSW内面から一定の深さまでは、RIVEによる応力影響が発生するとして、コンクリートの強度は、内側3.14インチ(8cm)まで100%喪失、10.1インチ(25.6cm)まで10%喪失とする保守的な仮定を設定。耐力評価を実施し、問題ないことを確認。
- SPEO（第2延長運転期間（60～80年））中は、通常10年以内の頻度であるところ、5年以内の頻度で、異常のトレンド管理（ベースラインとの差分監視）を実施。

 【国内評価 玄海】中性子照射量に対する耐力評価について

①中性子照射量 目安値 $1 \times 10^{19} \text{n/cm}^2$ を超える範囲を評価

⇒@川内；炉心中心部で最も中性子照射量が大きく、深さ方向に最大で12cm程度

⇒1次遮蔽壁の断面積全体の割合を評価

②鉛直方向荷重に対する評価 （耐震裕度～2.8）

⇒1次遮蔽壁上端から下部まで欠損させた状態を保守的に想定

⇒基準地震動 S_s を用いた耐力評価による圧縮田力を評価

③接線方向荷重に対する評価 （耐震裕度～2.9）

⇒1次遮蔽壁上端から下部まで欠損させた状態を保守的に想定

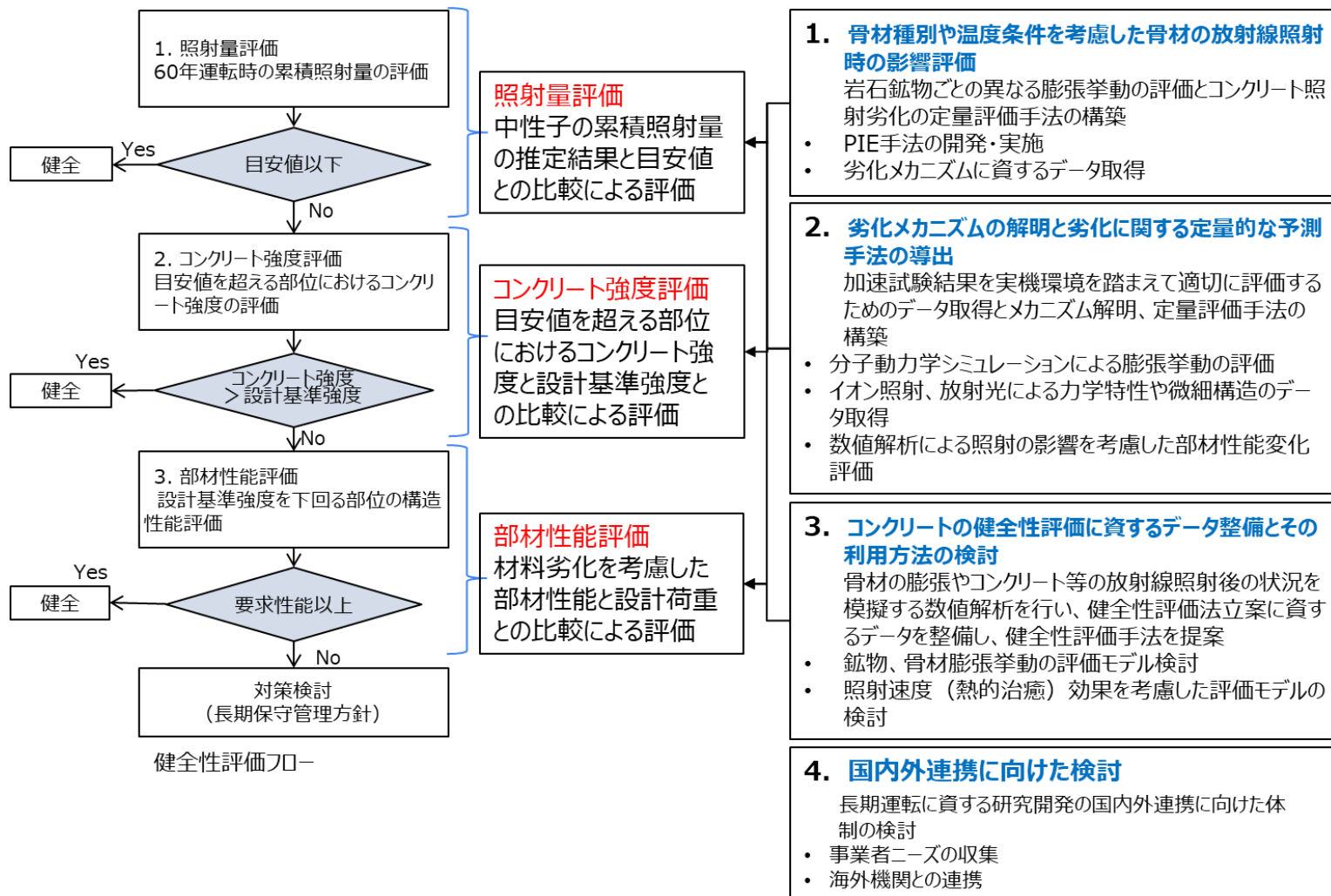
⇒ベーストプレートの基礎ボルトによるコーン状破壊面を評価

④基準地震動 S_s による地震力を負担する断面に対するせん断ひずみによる評価
(軽微)

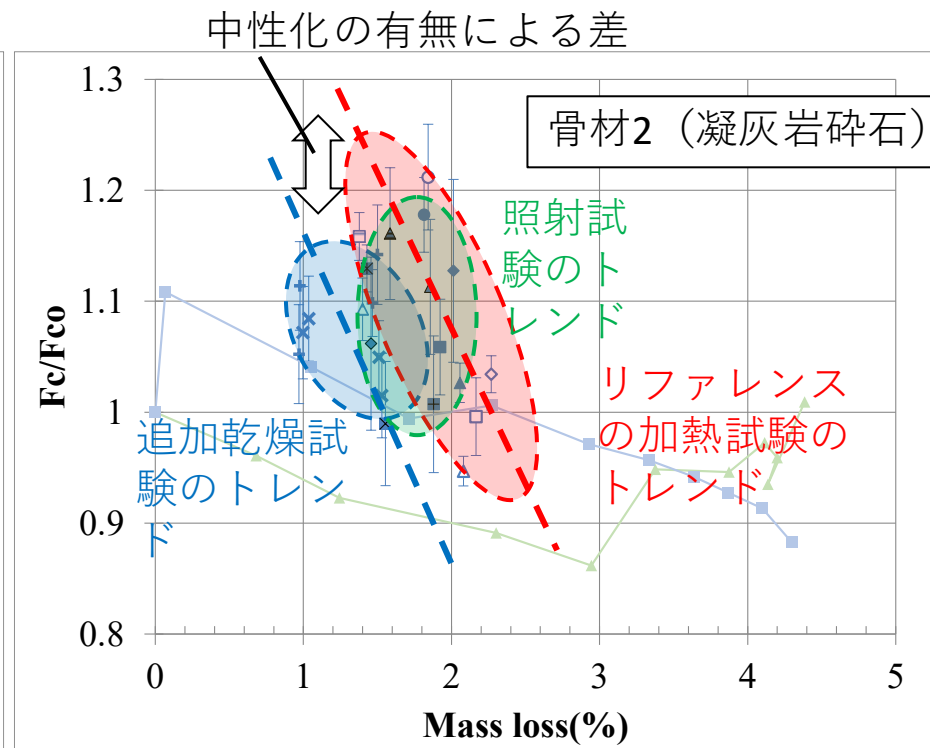
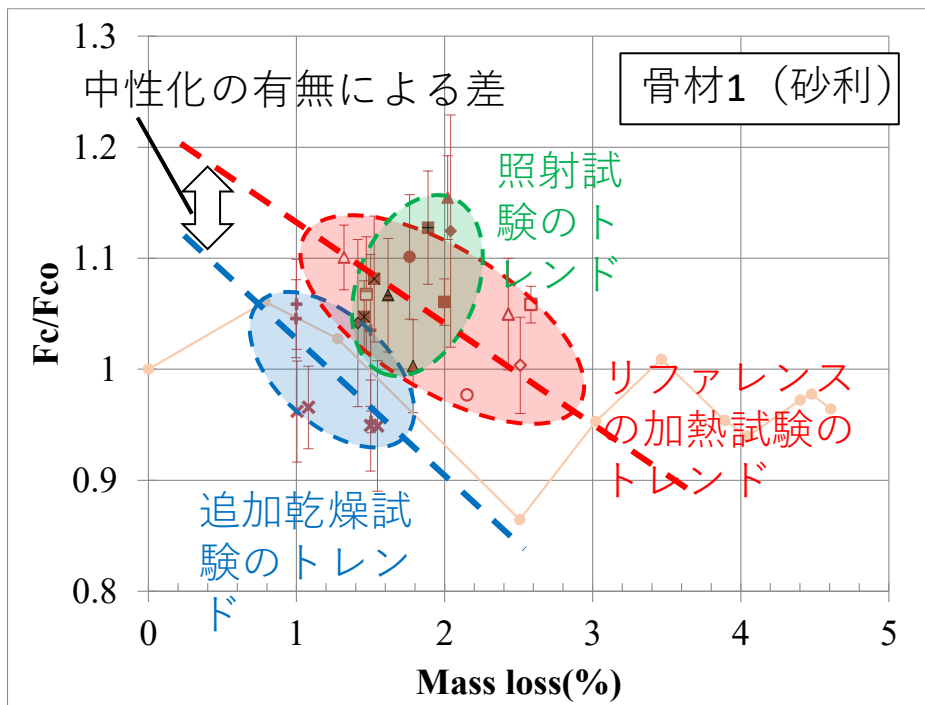
⇒1次遮蔽壁上端から下部まで欠損させた状態を保守的に想定

研究実施内容と評価フローとの関係性

本事業の実施項目



ガンマ線影響：コンクリートへの影響

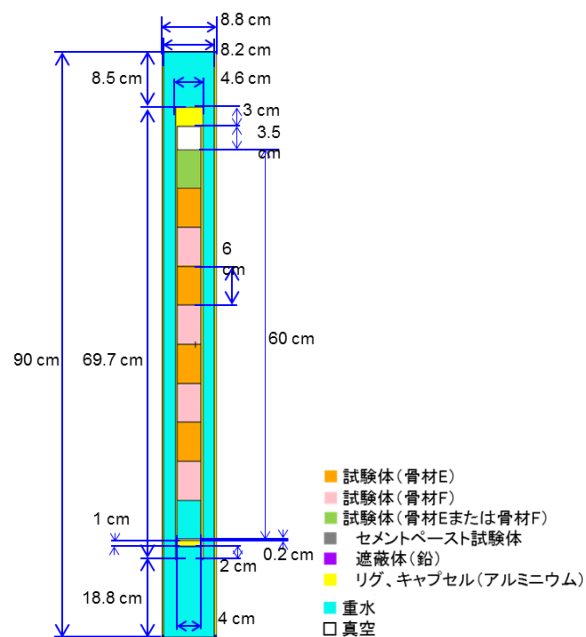
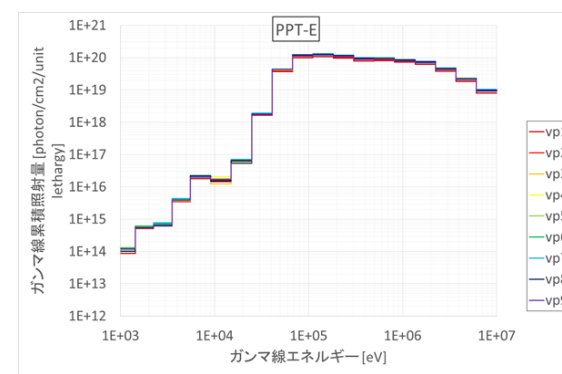
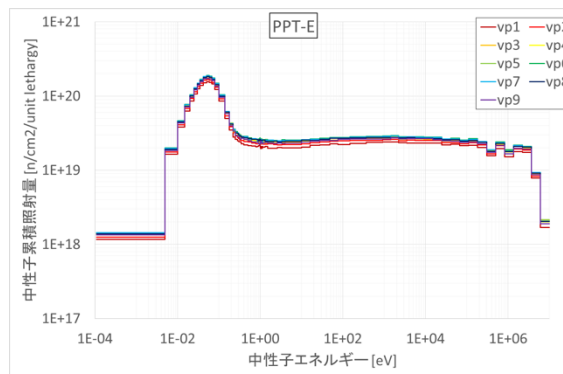


・異なる2種類の骨材を有するコンクリートの室内での照射試験 ($2 \times 10^5 \text{kGy}$) について、乾燥度合いとの観点から評価した。ガンマ線照射試験とリファレンスとなる加熱試験はほぼ同様の傾向を示している。強度の増大は、中性化の影響によって生じたものと考えられた。砂利を含む系では、一部、ガンマ線照射試験体で強度増大が著しい傾向が見られるが、これはセメントペーストの炭酸化において仮晶を生じるメカニズムによって強度増大がもたらされたからと考えられる。

・ ガンマ線照射影響は、熱・加熱影響によって評価してよいと考えられる。ガンマ線影響に関する目安値は設定しなくてよいと考えられる。ただし、熱・加熱影響評価における 65°C の設定根拠を明確にすることが同時に求められる。

各試験体の照射量および温度の評価

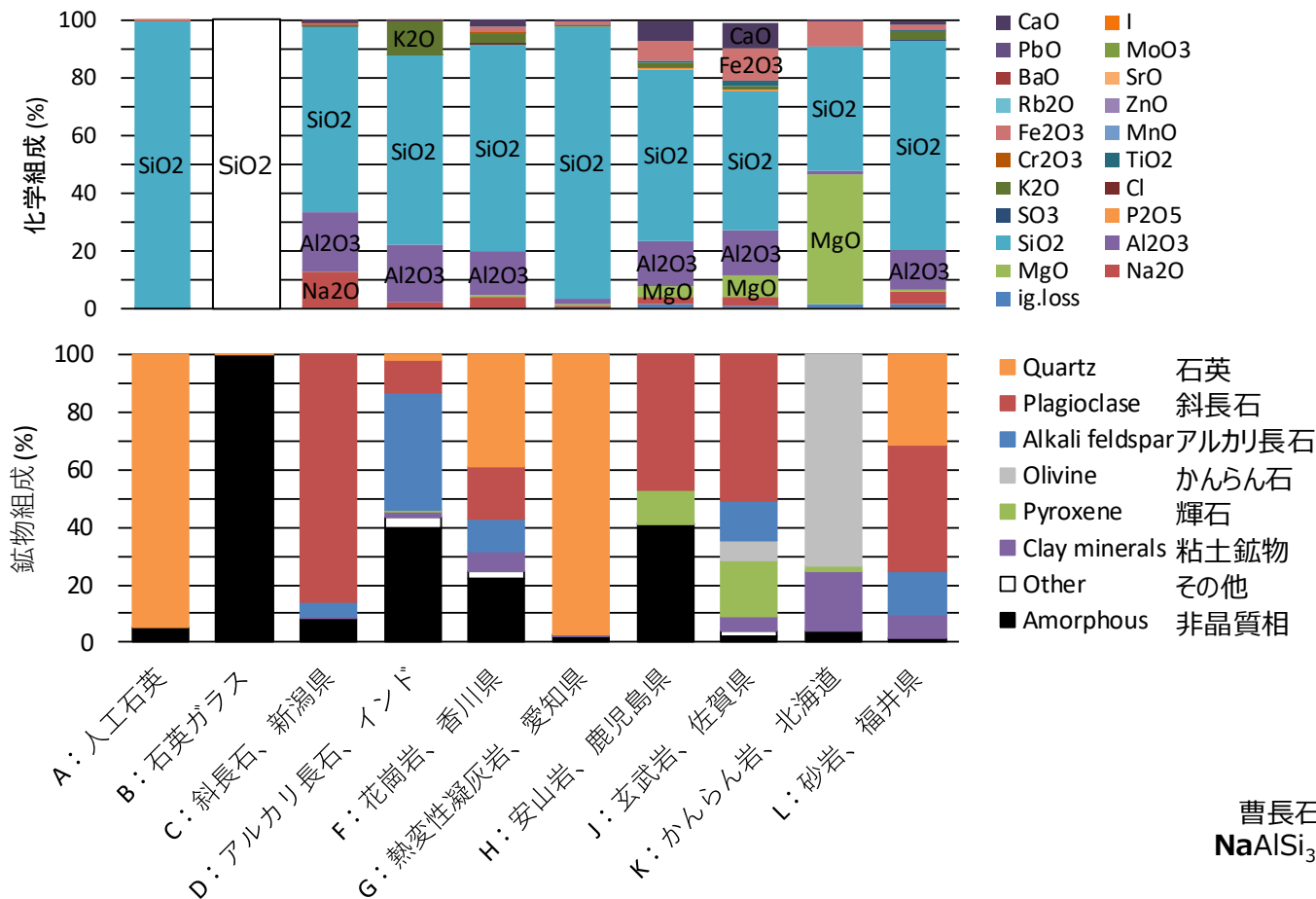
- MCNPの解析, および温度解析の結果から, 部材内中心, 外部の温度ならびに照射量について評価を行った。カプセルの縦方向に分布があり, 10%程度の差異があることがわかる。



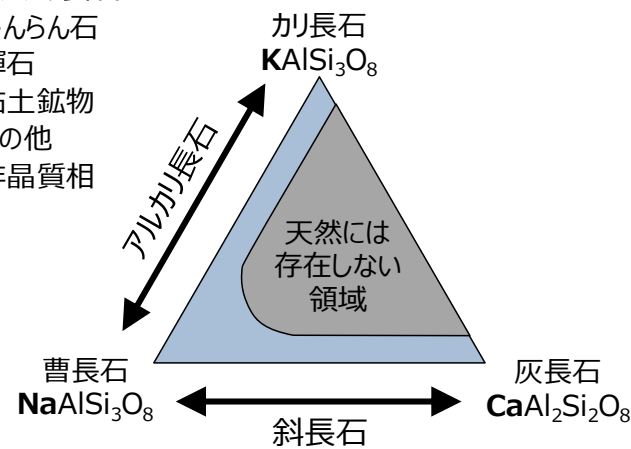
PPT-E									
軸 レベル (mm)	試験 体名	説明	中性子累積照射量 (n/cm ²)				発熱量 (W)	試験体温度 (°C)	
			高速中性子		熱中性子				
			E > 0.1 MeV		E < 0.625 eV				
			中央値	1σ	中央値	1σ		中心	表面
570	B53	熱電対入りコンクリート試験体	7.92E+19	3.16E+17	3.30E+20	5.05E+17	9.16E+00	70.6	62.1
510	B01	コンクリート試験体	8.55E+19	3.28E+17	3.55E+20	5.24E+17	9.97E+00	71.4	62.3
450	A01	コンクリート試験体	9.02E+19	3.38E+17	3.77E+20	5.39E+17	1.06E+01	72.0	62.4
390	B02	コンクリート試験体	9.33E+19	3.43E+17	3.91E+20	5.50E+17	1.10E+01	72.4	62.4
330	A02	コンクリート試験体	9.56E+19	3.48E+17	4.00E+20	5.54E+17	1.13E+01	72.6	62.3
270	B03	コンクリート試験体	9.60E+19	3.48E+17	4.02E+20	5.58E+17	1.13E+01	72.3	62.0
210	A03	コンクリート試験体	9.49E+19	3.46E+17	3.99E+20	5.53E+17	1.11E+01	71.7	61.5
150	B04	コンクリート試験体	9.22E+19	3.41E+17	3.88E+20	5.49E+17	1.07E+01	70.7	61.0
90	A04	コンクリート試験体	8.80E+19	3.32E+17	3.72E+20	5.37E+17	1.02E+01	69.8	60.4
30	小型試験体（骨材、セメントペースト）		8.25E+19	-	3.50E+20	-	9.98E+00	53.3	53.3
平均値（熱電対入りと小型試験体を除く9体）			9.20E+19	-	3.86E+20	-	1.08E+01	71.6	61.8

骨材の選定・収集

収集した岩石のキャラクターゼーションを実施。【成果1、2につながる試験の準備を推進】



キャラクターゼーション結果一例：蛍光X線分析(XRF)、X線回折(XRD)/リートベルト解析



化学組成による長石の分類

様々な骨材の照射試験

照射試験実施に向けた骨材の収集

- 熱的治癒効果の把握を目的とした中性子照射試験(@ノルウェー)用の骨材の収集：
- 規制庁事業からの連続性、および天然石英の挙動：熱変性凝灰岩
- 欠陥や粒子界面の影響の検討：人工石英
- ガラス化した SiO_2 の挙動：石英ガラス
- Si-O共有結合を有する他の岩石鉱物の挙動（長石類の挙動）：曹長石，微斜長石
- 鉱物グレインの大きさ、鉱物の異方性の問題、ひび割れの影響：花崗岩

■ 円柱試験体（ $\Phi 1 \times 1 \text{cm}$ ）への加工（0.1mm以下の精度を確保）



熱変性凝灰岩

人工石英

石英ガラス

曹長石

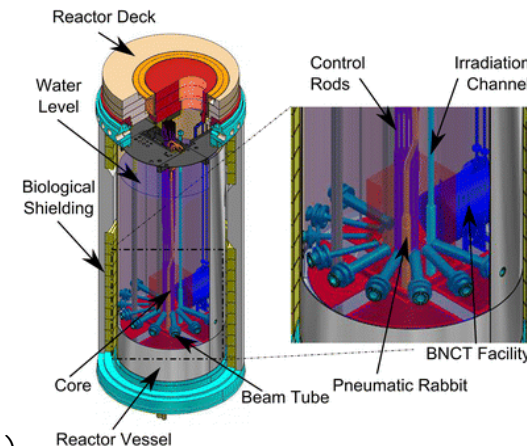
微斜長石

花崗岩

照射試験実施に向けた骨材の収集および照射試験環境の調査

■研究炉LVR-15(CVR@チェコ)の照射条件

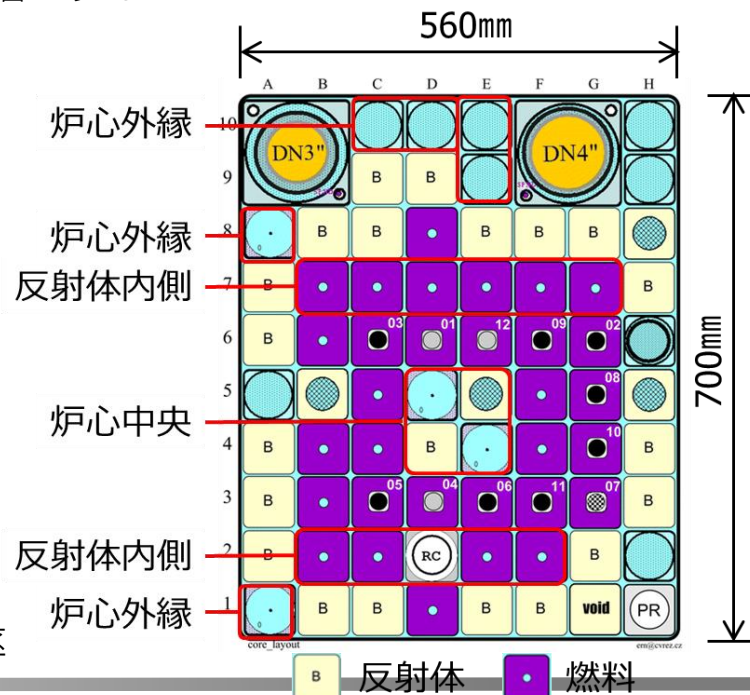
- LVR-15の炉心：70×70mm正方形ブロック8×10個で構成
- 照射位置による照射条件
 - 炉心外縁：高速中性子束、ガンマ線量率はJEEP IIと同等
 - 反射体内側：高速中性子束、ガンマ線量率はJEEP IIの6倍、2倍
- 試験体サイズが小さい(1cm立方体骨材)ので、ガンマ発熱の影響が小さいとすると、反射体内側での照射が可能となる。
18ヵ月@JEEP II → 3ヵ月@LVR-15



JEEP IIとLVR-15との諸元比較

	JEEP II (ノルウェー)	LVR-15 (チェコ)	
		炉心外縁	反射体内側
高速中性子束 (n/cm ² /s)	3.6×10^{12}	4.0×10^{12} (1.1)	2.2×10^{13} (6.1)
ガンマ線量率 (kGy/h)	300~430	250	600

():JEEP IIに対するFluxの倍率



民生用原子力に係る日米二国間委員会

- ◇2012年5月の日米首脳会談（野田総理－オバマ大統領）にて、本二国間委員会の設置につき首脳間で合意。
- ◇東京電力福島第一原子力発電所事故をめぐる諸問題への対応や、日米両国を含む国際社会における原子力安全の強化等のため、日米双方の経験・教訓を共有し、原子力分野での協力を発展・深化させることを討議するための常設のハイレベル対話を設置。
- ◇2012年7月24日に第一回（於：東京）、2013年11月4日に第二回（於：ワシントンDC）、2014年6月12日に第三回（於：東京）、2015年11月4日に第四回（於：ワシントンDC）委員会、2017年5月18日に第五回（於：東京）を開催。

民生用原子力協力に係る日米二国間委員会

共同議長：ランデル 米エネルギー省副長官 杉山 外務審議官

民生用原子力 研究開発WG

共同議長：

(米) ILL-省原子力工
研所

(日) 文科省、経産省

共同研究開発

- ・先進炉
- ・軽水炉
- ・核燃料サイクル、
廃棄物管理

廃炉・除染WG

共同議長：

(米) ILL-省環境管理局、
環境保護庁

(日) 経産省、環境省

福島第一原発から派生する
二国間協力：

- ・施設の廃炉
- ・使用済燃料貯蔵及び除
染
- ・長期的な被害管理

緊急事態管理WG

共同議長：

(米) 国家核安全保障庁
(日) 原子力規制委員会

発生事象への対応及び緊急
事態管理に関する両国の取
組み：

- ・緊急事態への備え
- ・緊急かつ深刻な事態への
備え
- ・搜索能力
- ・被害管理

核セキュリティWG

共同議長：

(米) NSS（国家安全保
障会議）

(日) 外務省

核セキュリティ、核不拡散への
取り組み：

- ・核物質防護
- ・輸送セキュリティ
- ・保障措置の実施
- ・核セキュリティサミット
- ・ロードマップの実施

安全・規制WG

共同議長：

(米) 原子力規制委員会
(日) 原子力規制委員会

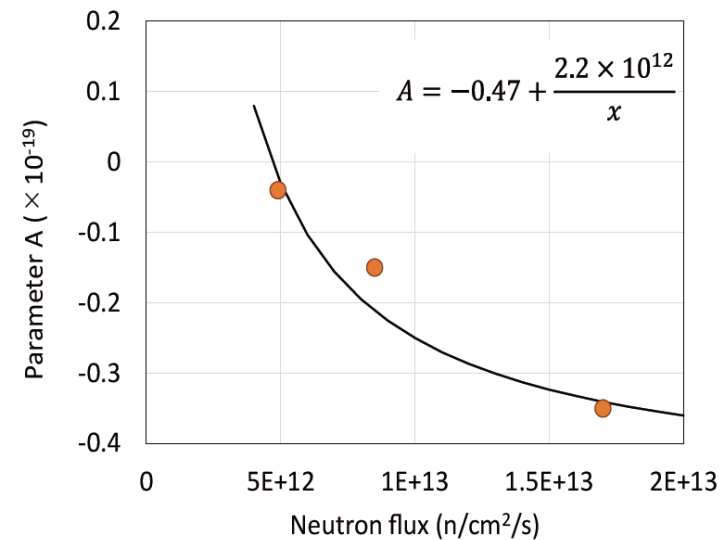
国内外の原子力安全・規制者問
題についての取り組み：

- ・法的・規制枠組み
- ・放射線の影響
- ・安全文化
- ・放射線防護
- ・耐震安全と設計

Healing parameter:

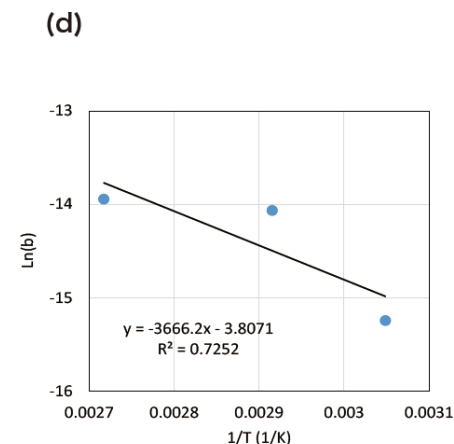
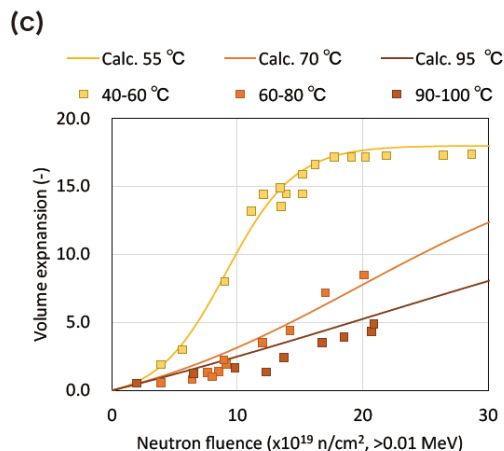
- Healing parameter $A = \sigma_2 - b/f$ was obtained.
- Then parameter $b = 2.2 \text{ E}12$ was determined.

(b)



Bykov data

- Temperature dependency was confirmed by Bykov et al.'s review.
- Arrhenius plot was made and the activation energy was ~ 30 kJ/mol was confirmed.



V.N. Bykov, A.V. Denisov, V.B. Dubrovskii, V.V. Korenevskii, G.K. Krivokoneva, L.P. Muzalevskii, Effect of irradiation temperature on the radiation expansion of quartz, Soviet Atomic Energy 51 (1981) 593–595. <https://doi.org/10.1007/BF01135758>.



- ~30 kJ/mol is consistent with Si diffusion in quartz (~25 kJ/mol).
- Si ion diffusion in the quartz is concerned for annealing/healing mechanisms.

S. White, Geological significance of recovery and recrystallization processes in quartz, Tectonophysics 39 (1977) 143–170. [https://doi.org/10.1016/0040-1951\(77\)90093-2](https://doi.org/10.1016/0040-1951(77)90093-2).

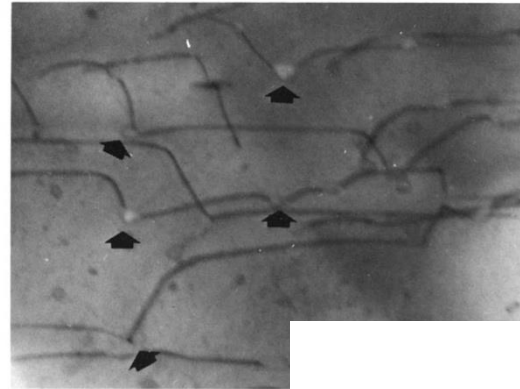


Fig. 2. Unbound dislocations in the Cap de Creus mylonites.

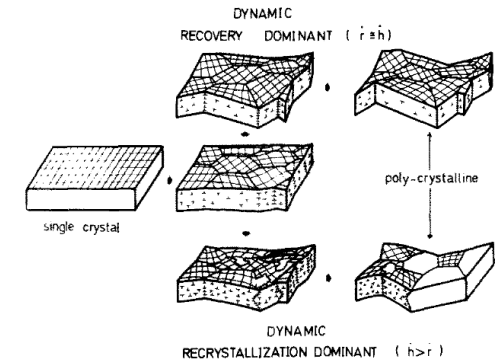
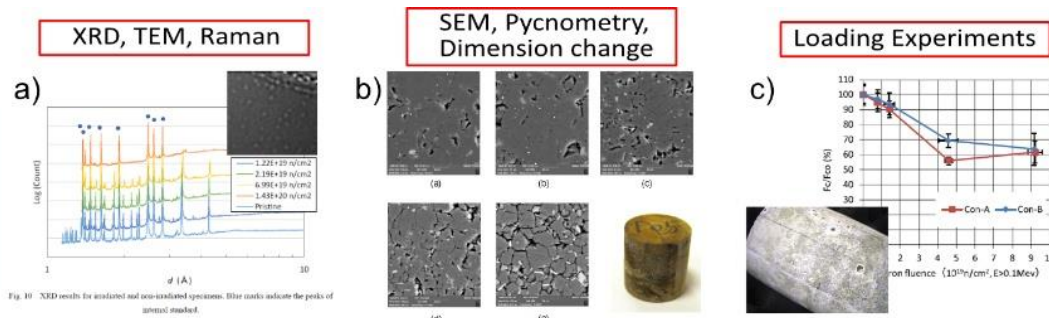


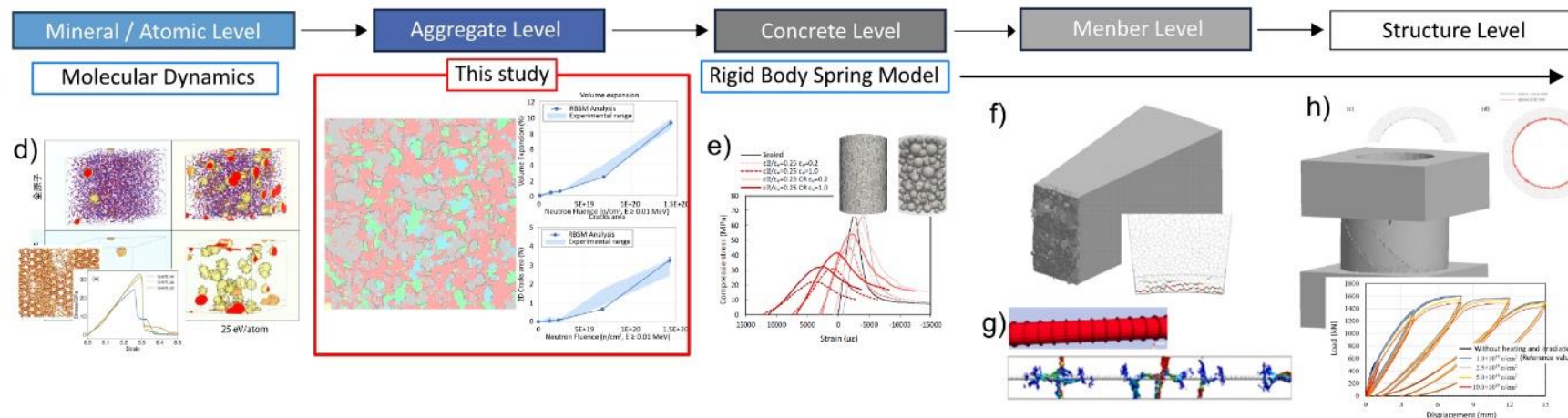
Fig. 3. Recrystallization mechanisms in quartz. In the upper branch the sub-grains progressively misorientate until they form new grains. The recovery, r , and strain hardening, h , rates are equal. There is no build up of unbound dislocations. In the lower branch h is greater than r , an increase in unbound dislocations occurs until a critical value is reached whereupon strain induced boundary migration occurs. New strain free nuclei develop.

研究パス：実験＋数値解析

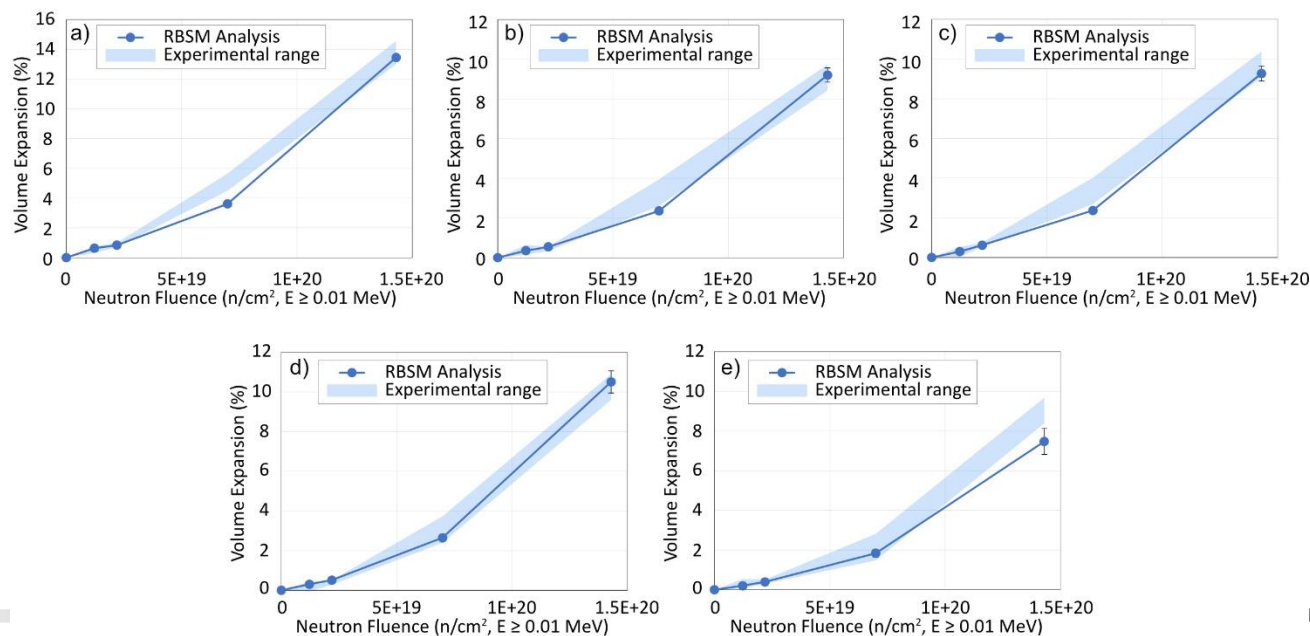
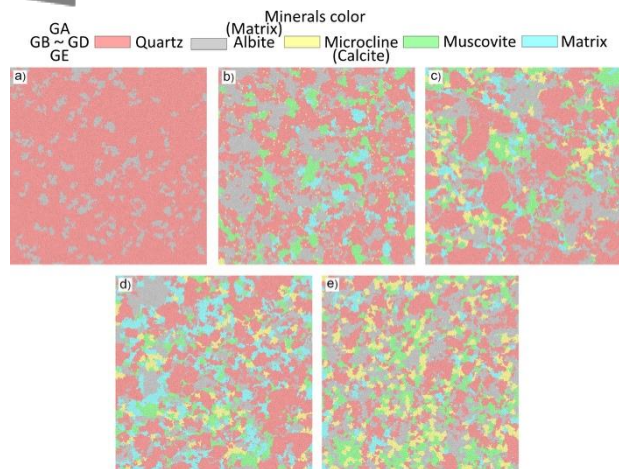
Experiment



Numerical Analysis

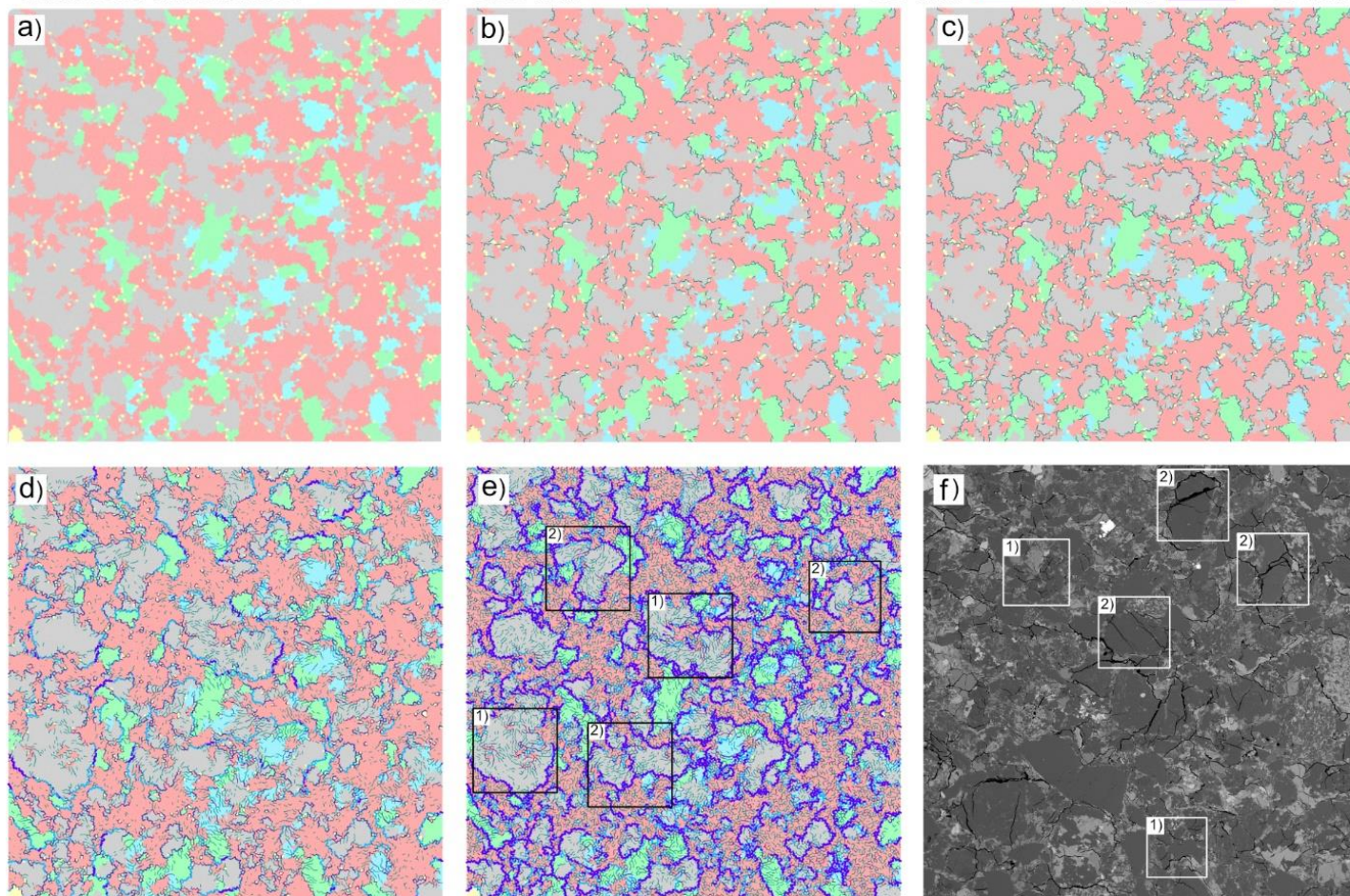


RBSM aggregate scale





Minerals color ■ Quartz ■ Albite ■ Microcline ■ Muscovite ■ Matrix
 Cracks color and thickness — 0.01 ~ 0.05 mm — ~ 0.1 mm — ~ 0.2 mm — ~ 0.4 mm — > 0.4 mm



Rigid body spring network : Concrete-scale calculation

□ 3 phases, mortar, aggregate, ITZ

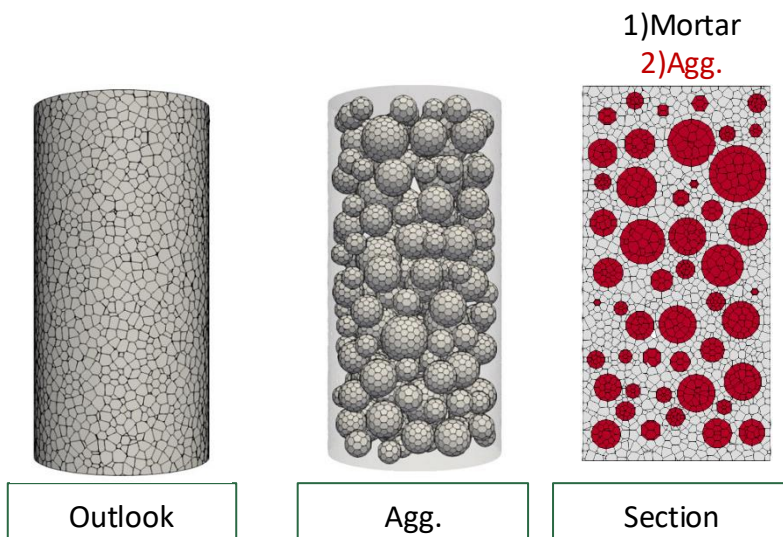


Shrinkage—induced cracks are explicitly considered.

□ Property change of mortar is considered.

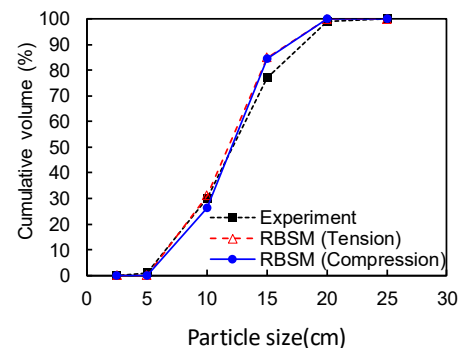


C-S-H nature is taken into account.



◆ Agg. = 37.5 vol%

◆ PSD is considered.

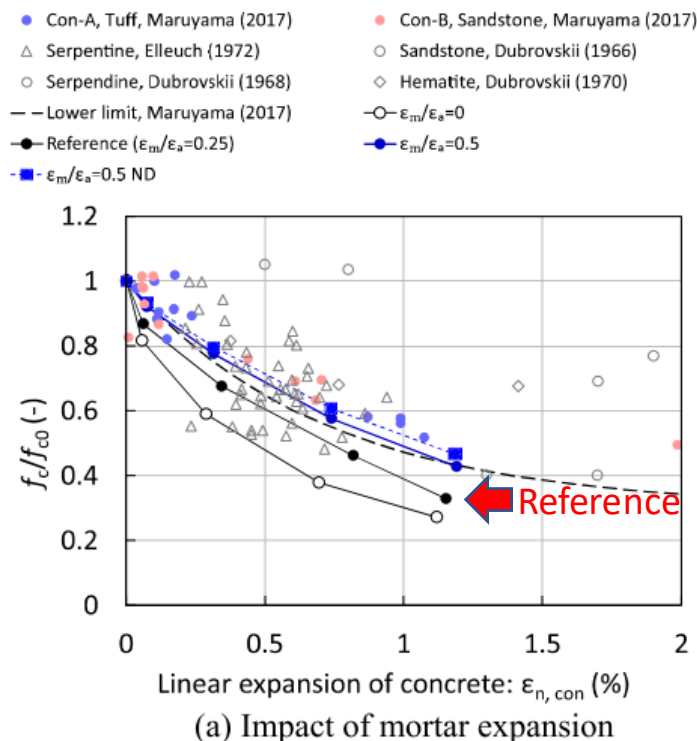


*1. Maruyama et. Cement and Concrete Research Vol. 66, 2014

Results

- Expansion of mortar has large influence on compressive strength.
- $\varepsilon_m/\varepsilon_a = 0.5$ showed the best fitting results
- $\varepsilon_m/\varepsilon_a = 0$ (No expansion of mortar) shows the lowest strength.

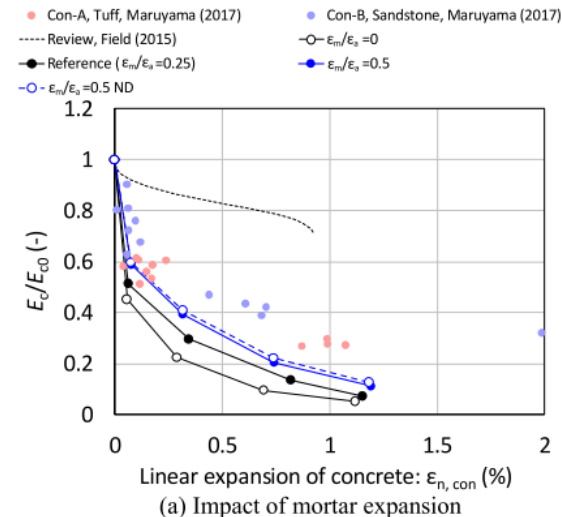
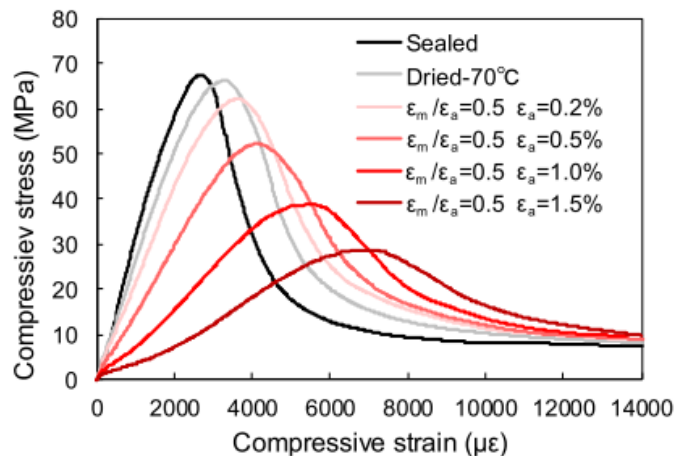
Combination of expansive coarse aggregate (silicate sandstone) and inert fine aggregate (Limestone) will cause a bad scenario.



Sasano, H., Maruyama, I., Sawada, S., Ohkubo, T., Murakami, K., & Suzuki, K. (2020). Meso-Scale Modelling of the Mechanical Properties of Concrete Affected by Radiation-Induced Aggregate Expansion. *Journal of Advanced Concrete Technology*, 18(10), 648–677. <https://doi.org/10.3151/jact.18.648>

Young's modulus

- Trend of reduction of Young's modulus is well reproduced.
- Slightly, the reduction is overestimated.
- Stress-strain curve (which can not be obtained by the NRA project) is reproduced by the calculation.



(a)

Sasano, H., Maruyama, I., Sawada, S., Ohkubo, T., Murakami, K., & Suzuki, K. (2020). Meso-Scale Modelling of the Mechanical Properties of Concrete Affected by Radiation-Induced Aggregate Expansion. *Journal of Advanced Concrete Technology*, 18(10), 648–677. <https://doi.org/10.3151/jact.18.648>

Tensile splitting test

- Previous experimental data reported by Gray (1972) and Elleuch (1972) are nicely reproduced by the calculation.

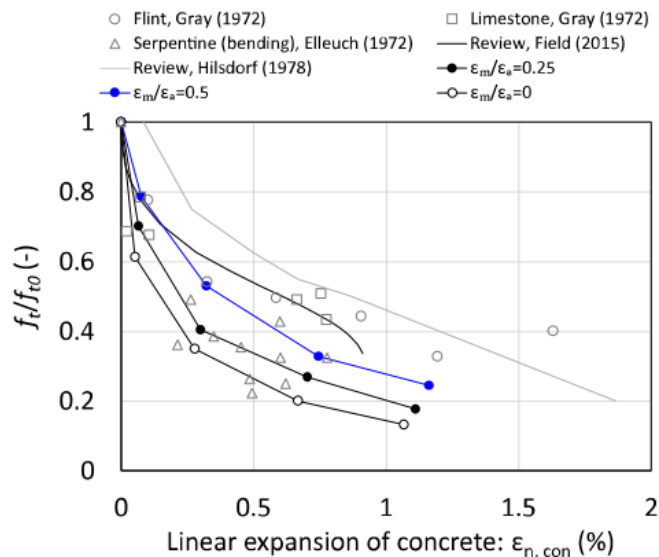
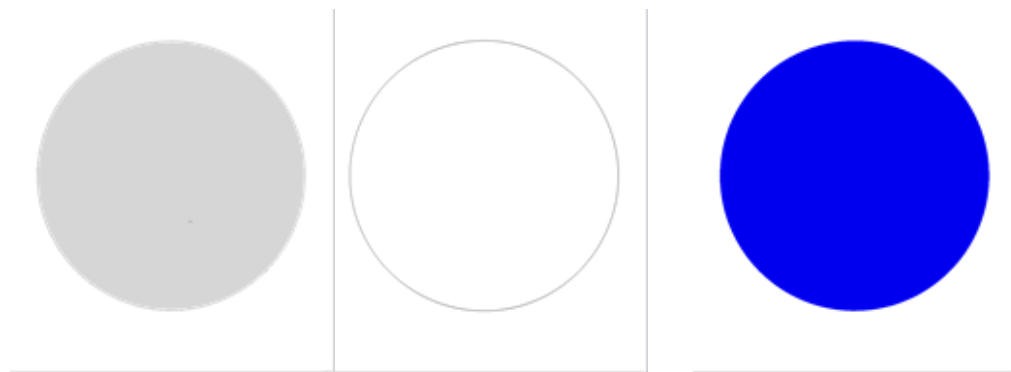
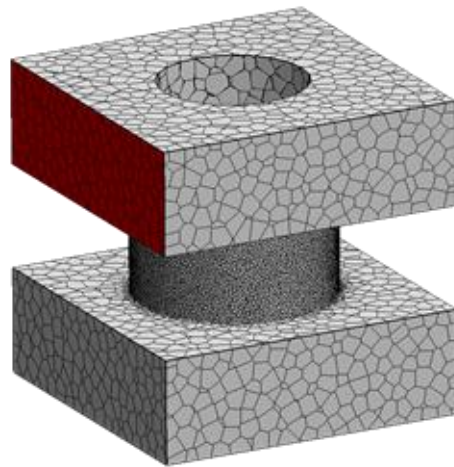


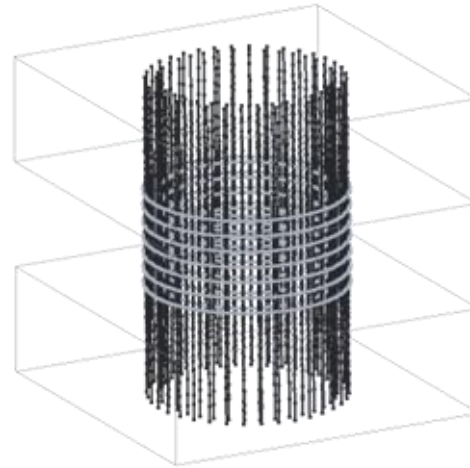
Fig. 24 Predicted splitting tensile strength ratio as a function of the linear expansion of the concrete.



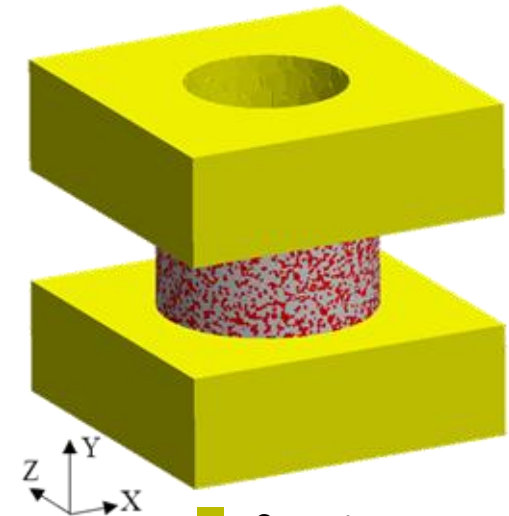
Rigid body spring network : Structural schale



Voronoi mesh for the hollow cylindrical structure

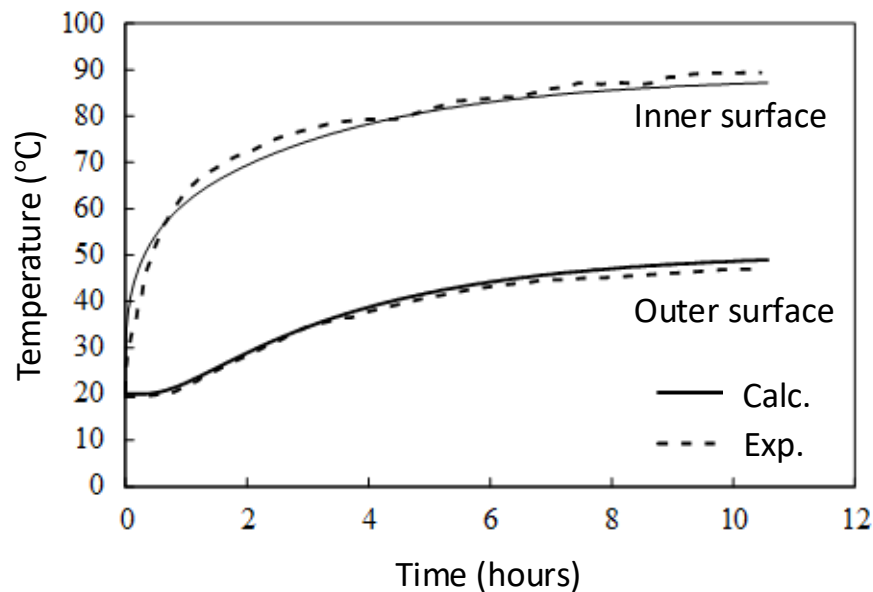


Line mesh for reinforcing bars



 Concrete
 Mortar
 Coarse aggregate

- Modelling with the same dimensions as in the reference experiment.
- The typical element size of hollow cylindrical wall was 12 mm, which corresponds to the estimated maximum size of the coarse aggregate in the reference experiment.

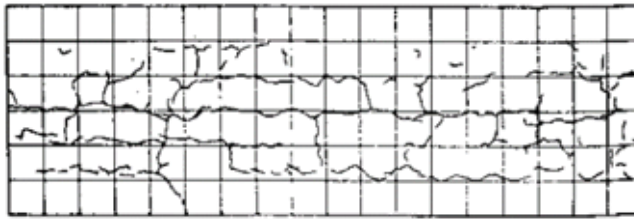
 Validation: impact of heat

- 86° C at the inner surface
- 48° C on the outer surface
- Equilibrium in 10 hours

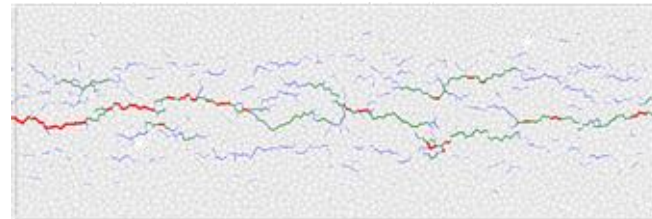
⇒ Confirmed that the temperature distribution is the same as in the experiment.

Results of heat transfer analyses

Validation (2)

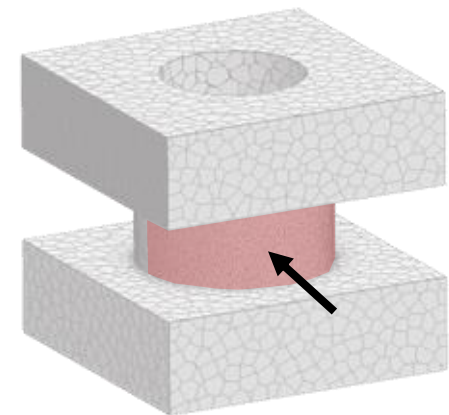


Experiment



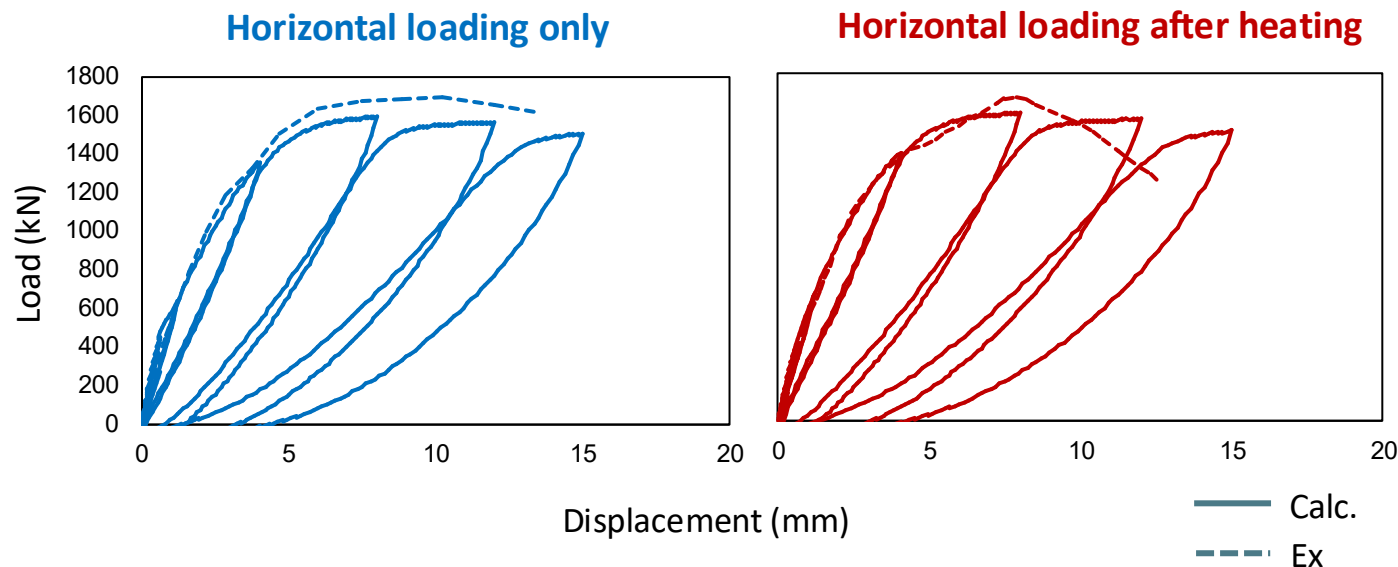
Calculation

- As in the experiment, horizontal cracks occurred at half the cylinder height in the calculation results.



Comparison of crack patterns on the surface

Validation (3)



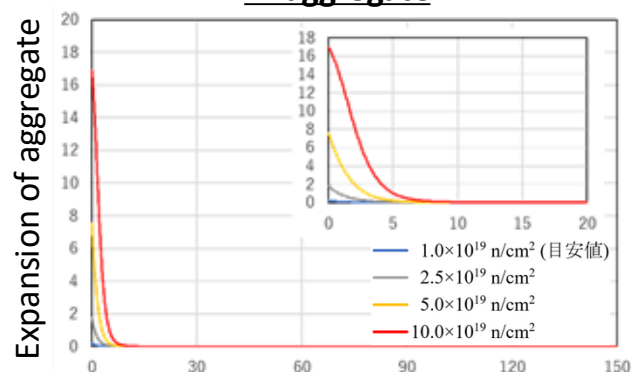
- Stiffness and bearing capacity of calculation results were in general agreement with experimental results.
- Reproduced the reduction in initial stiffness due to heating.

Comparison of load-displacement relationship

Impact of irradiation

Effect of neutron irradiation

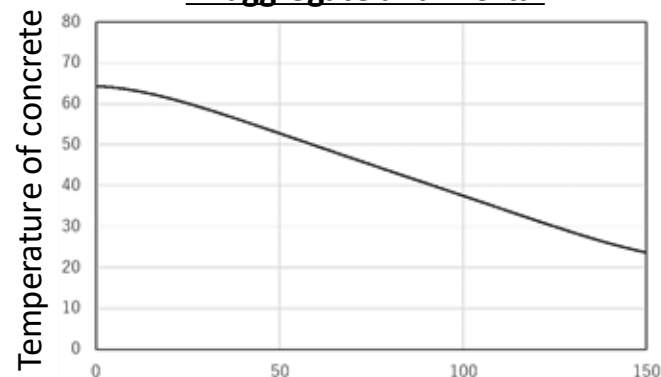
⇒ aggregate



Distance from irradiated face

Effect of gamma irradiation

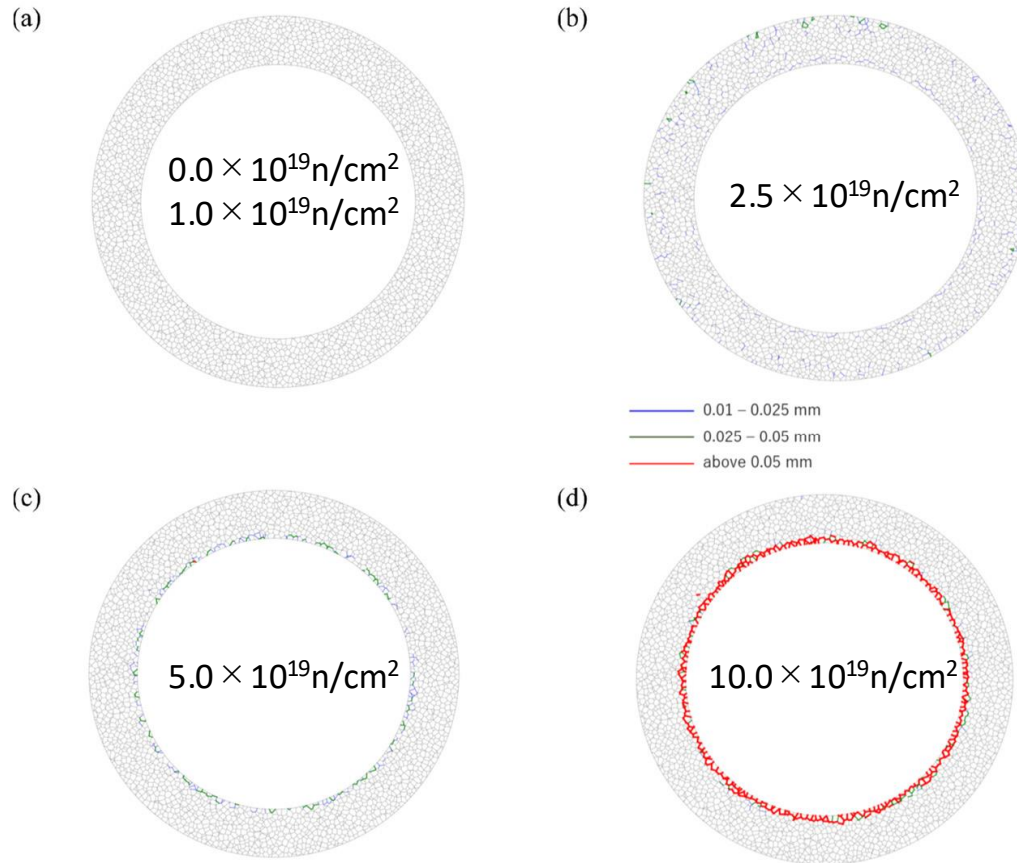
⇒ aggregate and mortar



Distance from irradiated face

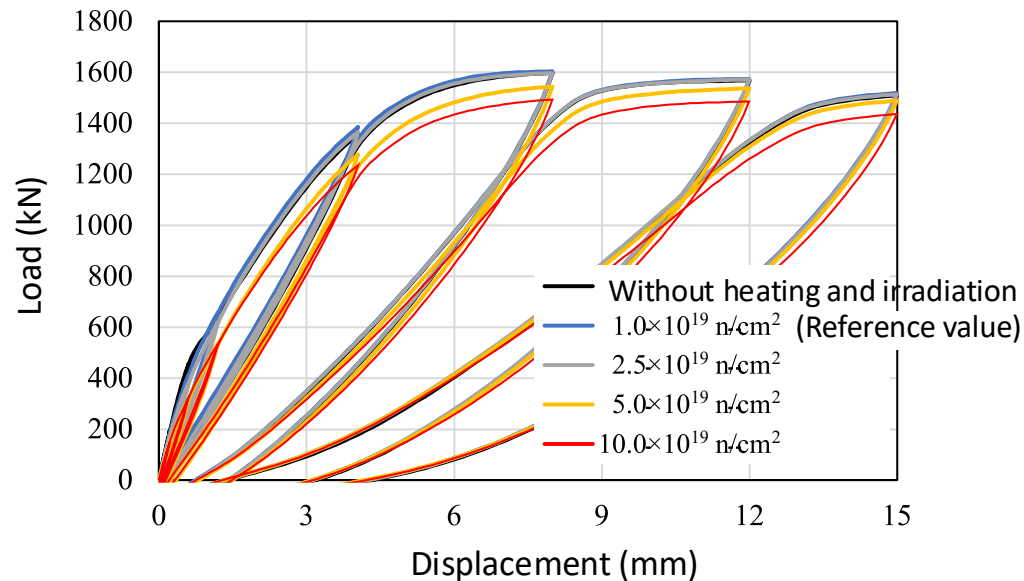
	Neutron fluence (n/cm^2)	Max. aggregate expansion (%)
Case0	—	—
Case1	1.0×10^{19}	0.21
Case2	2.5×10^{19}	1.79
Case3	5.0×10^{19}	7.57
Case4	10.0×10^{19}	16.95

Damage due to aggregate expansion



- Increasing damage of the inner concrete due to aggregate expansion in accordance with the cumulative neutron fluence.
- Depth of damage up to $10.0 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ was approx. 15 mm

Seismic performance of the member



- Neutron irradiation causes a slight decrease in both initial stiffness and bearing capacity.
- Even with a cumulative neutron fluence of about 10 times the reference value, the maximum bearing capacity is reduced by only about 10%.