放射線を照射されたコンクリートの環境特性
と力学的性質に関する研究STUDY ON ENVIRONMENTAL AND MECHANICAL PROPERTIES
OF IRRADIATED CONCRETE柿崎正義^{*1)}, 出井義男^{**}, 助川武則^{***}, 坪陽一^{****}畑野肇^{*****}, 栗岡均^{*2)}Masayoshi KAKIZAKI, Yoshio IDEI, Takenori SUKEGAWA, Youichi AKUTSU,
Hajime HATANO and Hitoshi KURIOKA

The radiation dose to the biological shield concrete of the JPDR (Japan Power Demonstration Reactor), where electric power had actually been generated for some years, was evaluated and the radiation effect on the compressive strength of the concrete was investigated. The data obtained can be used as fundamental information for predicting the life time of a large commercial nuclear power plant.

The major results of this study are summarized below.

- The maximum dose of the fast neutron and γ -ray at the inner surface of the biological shield concrete are 1.11×10^{18} n/cm² and 4.77×10^{18} Gy, respectively, at the level of the reactor core. The generation of heat within the shielded concrete is similar to that of the distribution of the γ -ray flux.
- The maximum fast neutron dose irradiated to the concrete samples used for the measurements was 1.11×10^{18} n/cm², which is almost the same level as that at commercial nuclear power plants. The compressive strength of the concrete samples increased with the fast neutron fluence, which depended on the distance from reactor core level.

Keywords : Biological Shield Concrete, Neutron Fluence,
Gamma-ray Dose, Compressive Strength, Elastic Modulus

生体遮蔽コンクリート, 中性子照射, ガンマ線照射量, 圧縮強度, 弾性係数

1. はじめに

原子力発電所の寿命を考えると、設計、使用材料、施工、運転管理などが個々の発電所で異なることから、単一的な指標で一義的に寿命を規定することには困難がある。したがって、原子力発電所の運転寿命は、安全上重要な機器・構造物を対象にした個々の発電炉の劣化状況に則した寿命予測技術に基づき、さらに安全余裕度を考慮して決定する必要がある。

原子力発電所の運転寿命に大きな影響を与えると考えられるコンクリート構造物を対象に、運転に伴う経年変化を精度よく評価することは寿命管理上重要である。これまで、原子力発電所固有の現象である放射線を照射されたコンクリート特性の変化に関する研究は、小片の試料^{1) 2)}に対する高照射率かつ短時間の照射試験（加速劣

化試験法）によって行われている。実際に運転された原子炉で長時間、低照射率で照射されたコンクリートの劣化現象については、ほとんど研究された例がない。

今回、研究対象とした原子炉は、日本で初めて発電を行った動力試験炉（JPDR）で、原子炉熱出力45MW（JP-IIへの改造後90MW）の小型軽水型発電炉であり、1986年の時点で建設後26年（運転停止後18年）を経過し、この間に957日の運転実績を有している³⁾。実質的な運転時間は少ないものの、生体遮蔽コンクリート部の放射線照射量は、現在稼働中の大型発電炉の供用期間40年の照射量に相当すると考えられる発電炉である。

したがって、本研究により原子力発電所ばかりでなく、将来的には処理・処分施設、核融合施設の設計研究等にも有用な知見を提供することができるものと考えられる。

本論文は参考文献4)~6), 19)に加筆し、纏めたものである。

* 鹿島技術研究所 *¹⁾ 専門部長・工博

鹿島技術研究所 *²⁾ 主管研究員

** 日本原子力研究所東海研究部原子炉安全工学部 総括主査

*** 日本原子力研究所バックエンド技術部 主査

**** 日本原子力研究所建設部 課長

***** 鹿島建設総事業本部 関東支店 課長

^{*1)} Chief Research Eng., Kajima Technical Research Institute, Dr. Eng.

^{*2)} Chief Research Eng., Kajima Technical Research Institute

Prime Chief, JAERI, Tokai Research Establishment, Dept. of Reactor Safety Re.

Chief, JAERI, Dept. of Decommissioning and Waste Management

General Manager, JAERI, Dept. of Construction

General Manager, Kajima Corporation, Construction Group, Tokyo Branch

本研究は、長期間にわたって放射線の照射を受けたJPDR生体遮蔽コンクリートを利用し、その経年変化状況を調べ、発電炉の寿命予測の研究に有用な知見を得ることを目的として、次に示す特性について解析および実験研究を行った。本報告は次のa, bの結果について纏めたものである。

- a. コンクリートが受けた放射線照射量、発熱量および温度分布の解析
- b. コンクリート試験体の放射能強度分布、高速中性子照射量および材料強度特性

2. JPDRの生体遮蔽コンクリートの概要

JPDRの生体遮蔽コンクリートはRC造で、厚さ13mmの鋼製のライナーが炉心側内表面に内張りされ、内外表面の間には中継ぎライナーが配置され、外表面にはエポキシ系の塗装が施されている。また、炉心側の内表面に近い部位にはガンマ線発熱による温度上昇を抑えるため、冷却配管及び7本の炉外中性子モニター用のガイドチューブなどが内蔵されている³⁾。

生体遮蔽コンクリートの諸元を以下に示す^{3) 4)}。

- a. コンクリートの厚さ : 150 ~ 300 cm
- b. コンクリートの種類 : 普通コンクリート (冷却配管の埋設)
- c. 調合条件 : 調合強度 35MPa, スランプ 7.5cm
- d. コンクリートの調合 : Table 1 参照
- e. 鉄筋工事 : 鉄筋規格 SSD39 (JIS G 3112-1975のSD24相当品), 引張強さ 382~520 N/mm², 伸び22%以上(3号に準ずる)
- f. 打込み時期 : 1962年 3月~11月
- g. 照射時間 (発電時間) : 14,230時間

3. 研究内容

3.1 研究項目

Table 2 に生体遮蔽コンクリートの環境特性、コンクリートの強度特性に関する試験項目を示す。本研究では、放射線を多く照射された生体遮蔽コンクリートの部分 (炉心側) と少ない部分 (外側) 及び炉心からの高さ方向の距離を変えた部分を対象に放射線照射量、温度分布 (発熱量も含む)、放射能強度ならびに試験体の強度特性 (設計上で主要と思われる要因: 圧縮強度, 静弾性係数, ポアソン比), 水分移動量等について調査した。

Table 2 Test Items

FACTORS	TEST ITEMS
ENVIRONMENTAL PROPERTIES	a NEUTRON FLUENCE
	b NEUTRON FLUX
	c γ -RAY EXPOSURE, ENERGY
	d TEMPERATURE DISTRIBUTION
PHYSICAL PROPERTIES	a COMPRESSIVE STRENGTH
	b MODULUS OF STATIC ELASTICITY
	c POISSON'S RATIO

3.2 試験体の作製方法

放射能強度測定及び材料強度特性試験は、生体遮蔽コンクリートからの採取試料を用いて行った。試料の採取位置は生体遮蔽コンクリートの打込み状況、放射線の照射量、運転時の温度環境等を考慮して決定した⁵⁾。試料の採取は、放射線照射量の影響をみるため、打ち込み区分・部材厚さ等の条件を考慮し、炉心との位置関係としては平面对象となるように行った。このため、放射線照射量が最も多い炉心近傍と照射量が少ない炉心から離れた位置、さらに放射線の照射を極力受けない位置のものを採取することにした^{5) 6)}。Figure 1に採取高さと採取位置 (採取角度) を示す。採取位置 G, H, I, J (厚さ 300 cm), K, L, M, N (厚さ 150 cm) におけるコンクリート試料は、水平方向へのボーリング (JIS A 1107) によって採取し、放射線照射量の最も多い炉心近傍部位における試料は、垂直方向へのボーリング (直径 8cm, 長さ150 cm) によって採取した。垂直方向のコアボーリングを実施した作業空間は、生体遮蔽内側鋼製ライナーの放射化により約350 μ Sv/hの線量当量率が測定されたため、5 cm厚さの鋼板による遮蔽を行い、線量当量率を約30 μ Sv/hに下げて試料採取を行った。放射能強度測定用としては直径 8cm, 厚さ約 1cmと約 2cmの2種類の試験体 (シリンダー) を鉛ブロックの容器に入れて測定時まで保管した。圧縮強度試験, 弾性係数試験, ポアソン比試験用として、直径 8cm, 高さ16cmの試験体を作製した⁷⁾。圧縮強度試験用の試料は、試験体の切断後、JIS A 1132に準じて両端面に硫黄キャッピングを施し、キャッピング後の試験体の高さが16cm程度となるように仕上げた。

3.3 計算方法および試験方法

- (1) 環境特性試験
- 1) 放射線照射量

Table 1 Mixing Proportion

WATER TO CEMENT RATIO	SLUMP (cm)	UNIT WEIGHT(kg/m ³)		FINE AGGREGATE (kg/m ³)	COARSE AGGREGATE (kg/m ³)	AIR-ENTRAINING AND RANGE WATER REDUCING ADMIXTURE (%)
		WATER	CEMENT			
0.47	7.5	139	290	653	1240	0.3

NOTE; Cement: OPC, Fine Aggregate: Land Sand, Coarse Aggregate: Nakagawa River

Figure 1 Position, Numbers and Name of Sample for Boring from Biological Shield Concrete (B.S.C.) of JPDR

放射線照射量及び発熱量（温度）分布は、実測データがないため、JPDRの運転中に受けた放射線照射量と温度上昇からの計算によって求めた^{3) 4)}。照射量分布の計算には中性子実効断面積、ガンマ線輸送断面積、二次ガンマ線生成断面積、中性子・ガンマ線発熱定数（カーマ・質量エネルギー吸収係数）等の群定数が必要となる。

本解析では、これらのデータを RADHEAT-V3 コードシステム^{9) 9)}で作成したのち、中性子・ガンマ線源輸送計算コード ANISN-JR¹⁰⁾によりエネルギー群ごとの生体遮蔽コンクリート中の中性子束、ガンマ線束、並びに照射量及び発熱量分布を求めた。計算モデルはFigure 2に示すように炉心軸を Z軸とし、半径方向の構造物や遮蔽物をモデル化した R-Z円柱形状で模擬した。各領域のメッシュ分割数はFigure 2に示すとおり合計120 メッシュとし、また $P_0 - S_n$ 次数は $P_5 - S_8$ とした。

放射線照射量は、原子炉の運転期間中に生体遮蔽コンクリートが受けた中性子（ I_n ）及びガンマ線（ I_r ）の量に比例するものとして、式(1)、式(2)によって求めた。

$$I_n = \sum P_i / P \cdot \phi_n(E) \cdot t_i \quad \dots\dots\dots (1)$$

$$I_r = \sum P_i / P \cdot \phi_r(E') \cdot DE(E') \cdot t_i \quad \dots\dots\dots (2)$$

ここに I_n : 中性子照射量 (n/cm^2)

I_r : ガンマ線照射量 (Gy)

P_i : 運転期間 t_i の平均熱出力 (MWt)

Figure 2 Schematic Draw for Calculation Method using ANISN-JR Code

Figure 3 Flow Diagram to Compute the Group Constant Value Using Several Codes

P : 定格熱出力 (MWt)

t_i : 期間 t_i の運転時間(sec)

$\phi_n(E)$: 定格熱出力時の中性子束 ($n/cm^2/s$)

$\phi_r(E')$: 定格熱出力時のガンマ線束
(Photons/ cm^2/s)

$DE(E')$: ガンマ線束から吸収線量への換算係数
コンクリート試料の採取位置での中性子照射量は、二次元輸送計算コード DOT 3.5¹¹⁾ を用いてR-Z の円柱モデルで計算し、得られた中性子束から運転時間との積として求めた。生体遮蔽コンクリート中の中性子とガンマ線による発熱量は、ANISN-JRで得られた中性子束及びガンマ線束と上記の発熱定数との積として求めた。

Figure 3にRADHEAT-V3コードによる群定数作成フローを示す³⁾。

2) 温度分布

生体遮蔽コンクリートの運転中の温度分布は、放射線照射に伴う発熱量と表面での対流および輻射を考慮し、二次元の有限要素法による HEATRANコードを用いて求め

た⁴⁾。コンクリート打込み時の水和熱による温度分布も、二次元熱伝導解析コード HEATRANを用いて計算した⁴⁾。

解析モデルは、コンクリート試料の採取位置と炉心からの照射量が最も多い位置を考えた軸対象モデルで 321 節点、281 要素とした。

3) 試験体の放射能強度

(a) 放射線分布

放射線分布の測定は、Figure 4に示すように検出器先端にコリメータ (5.7 mm 幅×10cm 厚×10cm 高) を付けた 2.5 インチφの NaI(Tl) 検出器を鉛ブロックで囲み、それを木製トレイに並べてコンクリート試料に接触させ 2~5 分間計数した。Figure 5に放射能測定用試験体 (厚さ 1cm および 2 cm, 直径 8cm) の採取位置と名称を示す。

(b) ゲルマニウム (Ge) 半導体検出器による放射能測定

Figure 4 Sketch of Measuring Method for Radioactivity of Boring Sample

Figure 5 Example of Specimen Position and Specimen Name in Boring Sample

Figure 6 Counting Efficiency Curve for Radioactivity Measurement

a) 計数効率曲線の作成

各試料の放射能を定量化するために、検出器に対応する幾何学的計数効率を予め求めておく必要がある。今回は、コンクリート試料によって放射能強度が大きく異なるため、2種類の試料の厚さ(T: 1 cm, 2 cm)と3種類の検出器からの距離(H: 1cm, 10cm, 25cm)を組合わせた6種類の計数効率曲線を用意した。計数効率曲線の作成は、Figure 6の右上に示した¹⁵²Eu標準線源法によった。

b) 放射能測定

試験体は、室内で十分自然乾燥させた後に質量を測定し、ビニール袋に入れて密封した。放射能測定試料は、放射能の強さに応じて検出器からの距離 1cm, 10cm, 25cmのいずれかの位置を選択し、Ge半導体検出器-マルチ・チャンネル・アナライザー(MCA)によって測定した。放射能定量のためのスペクトル解析には、『SPECTRAN-F』のプログラムを使用した。

(2) コンクリートの強度特性試験

圧縮強度試験は試験体を採取(前述 3.2)した後、放射線管理区域内で24時間標準水中養生し、アムスラー型耐圧試験機を用いて JISA 1108, JIS A 1113 に準拠して行った。なお、試験体が放射能を含んでいることから、破砕時の粉末の飛散を防止するため最大荷重に達すると同時に除荷した。また、打込み方向に直角に加圧した圧縮強度は、平行に加圧した強度より約 5%の低下²⁰⁾があるものとして強度を補正した。

弾性係数は、静弾性係数試験方法¹²⁾によって圧縮強度試験時にコンプレッソメータおよび歪みゲージにより応力度-ひずみ度曲線を測定し、最大応力度の 1/3点の

応力とひずみの比により算出した。ポアソン比は上記の試験方法に準じて、比例限界以内の横方向の歪みの縦方向の歪みに対する比として求めた。

4. 解析結果および実験結果と考察

4.1 環境特性

生体遮蔽コンクリートに変化をもたらす環境因子で重要なものは、放射線照射とそれに伴うガンマ発熱およびコンクリート打込み時の発熱である。

(1) 放射線照射量

1) 中性子照射量

Figure 7にANISN-JRによって得られた炉心中心高さ位置における生体遮蔽コンクリート (I コア) 内の中性子束分布を示す。強度特性試験に供した試験体の中性子照射量は、DOT 3.5 コードによる二次元 R-Z円柱モデル計算で得られた中性子束分布を利用して評価した。高速中性子束 ($E > 0.11 \text{ MeV}$) 及び熱中性子束 ($E < 1.85 \text{ eV}$) の分布図は、コンクリートの各コア採取高さごとにDOT 3.5 コード計算により作図した。これらの作図から圧縮強度試験の試験体位置の中性子束を読み取り、定格熱出力換算のJPDRの運転時間との積として照射量を求めた。Table 3に炉心側と外側の代表的な試験体の照射量を示す。

熱中性子照射量は、計算によって得られた中性子束分布が炉心中央から上下に離れるに従って測定値との誤差が大きくなるため、 ^{152}Eu の放射能測定値を用いて中性子束計算値を補正した。 ^{152}Eu の測定値を用いた理由は、 ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{154}U 等の放射性核種に比べると、熱中性子の吸収断面積が大きく、その生成が熱中性子束に依存しているからである。各試験体の ^{152}Eu の測定値と計算値の分布をFigure 8に示す。熱中性子の計算結果は、 ^{152}Eu の測定値に比較して全般的に過大評価であるため、

Table 3 Neutron Exposure Dose for Concrete Samples

SAMPLE NUMBERS	NEUTRON FLUX ($\text{n}/\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)	MODIFYING FACTOR	EXPOSURE DOSE (n/cm^2)
	FAST NEUTRON FLUX	FAST	FAST
11-3	THERMAL NEUTRON FLUX	THERMAL	THERMAL
	$4.5 \pm 9 \sim 1.0 \pm 9$	$1.00 \sim 1.00$	$1.86 \pm 17 \sim 4.13 \pm 16$
	$1.72 \pm 10 \sim 8.3 \pm 9$	$0.68 \sim 0.47$	$4.83 \pm 17 \sim 1.61 \pm 17$
11-7	$5.0 \pm 8 \sim 1.05 \pm 8$	$1.00 \sim 1.00$	$2.07 \pm 16 \sim 4.34 \pm 15$
	$5.3 \pm 9 \sim 1.32 \pm 9$	$0.44 \sim 0.35$	$9.64 \pm 16 \sim 1.91 \pm 16$
21-4	$4.9 \pm 8 \sim 1.55 \pm 8$	$1.00 \sim 1.00$	$2.02 \pm 16 \sim 6.41 \pm 15$
	$5.1 \pm 9 \sim 1.9 \pm 9$	$0.44 \sim 0.36$	$9.28 \pm 16 \sim 2.83 \pm 16$
21-9	$2.95 \pm 7 \sim 6.2 \pm 6$	$1.00 \sim 1.00$	$1.22 \pm 15 \sim 2.56 \pm 14$
	$3.6 \pm 8 \sim 8.8 \pm 7$	$0.31 \sim 0.26$	$4.61 \pm 15 \sim 9.46 \pm 14$
G-2	$1.0 \pm 8 \sim 1.7 \pm 7$	$1.00 \sim 1.00$	$4.13 \pm 15 \sim 7.02 \pm 14$
	$1.05 \pm 8 \sim 1.4 \pm 7$	$1.45 \sim 1.07$	$6.29 \pm 15 \sim 6.19 \pm 14$
G-6B	$1.2 \pm 6 \sim 1.85 \pm 5$	$1.00 \sim 1.00$	$4.96 \pm 13 \sim 7.64 \pm 12$
	$3.3 \pm 7 \sim 7.5 \pm 6$	$0.33 \sim 0.17$	$4.50 \pm 14 \sim 5.27 \pm 13$

NOTE: EXAMPLE, ± 9 OF IN TABLE 10^9

修正係数は 1.0以下となっている。各コアの修正係数を用いて求めた熱中性子照射量を Table 3 (一部分) に示す。コンクリート内で熱中性子にピークが見られるのは、大型の発電炉に比べて圧力容器が小型で板厚も薄いため、遮蔽コンクリート内壁での高速中性子の比率が高めであることによると考えられる。すなわち、原子炉内の高速中性子は水中の水素原子との衝突を繰返しながら、徐々

Figure 7 Neutron Flux and Exposure Dose Distribution in Biological Shield Concrete (B. S. C.) at the Level of Reactor Core

Figure 8 Example of Calculation Result and Measurement Activity (^{152}Eu Radioactivity) Distribution in Biological Shield Concrete (B. S. C.) at the Level of Reactor Core

にエネルギーを失いながら熱中性子領域に達する。遮蔽コンクリート内に達した高速・中速中性子は、コンクリート中の水素原子により減速されることにより、熱中性子領域にピークが現れている。

放射線照射量の計算から、生体遮蔽コンクリートの最大照射量は炉心側の炉心中心高さ位置において、高速中性子照射量が $1.11 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 、熱中性子照射量が $4.75 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ と推定された。

材料強度試験に供された試験体の最大照射量は、11-3の試験体で高速中性子で $1.86 \times 10^{17} \sim 4.13 \times 10^{16} \text{ n/cm}^2$ の範囲のものであった。電気出力 100万kW級のPWR型発電炉を稼働率80%で40年運転した場合の生体遮蔽コンクリートが受けるであろう高速中性子の最大照射量は、 $5 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ との報告がある¹³⁾。このことから、今回、対象にした生体遮蔽コンクリートは、大型商業炉のコンクリートが供用期間40年に受けるであろう照射量に近いものと考えられる。

2) ガンマ線照射量

Figure 9及び10に ANISN-JR コード¹⁰⁾ による計算によって得られた炉心及び生体遮蔽コンクリート内のガン

Figure 9 Distribution of Total γ -ray Flux (Primary and Secondary γ -ray) at the Level of Reactor Core

Figure 10 Distribution of γ -ray Energy Flux at the Level of Reactor Core

マ線束分布及びガンマ線エネルギー束分布を示す。これより、ガンマ線の最大照射量は、炉心側コンクリート表面（炉心中央からの距離 136cm）の炉心中央の高さ位置での定格熱出力時のガンマ線束を、ガンマ線束から吸収線量への換算係数²²⁾ で除し、定格熱出力換算の運転時間との積として $4.77 \times 10^8 \text{ Gy}$ と求められた。また、ガンマ線エネルギー束分布もガンマ線束分布と同じような傾向を示した。

(2) 発熱量および温度分布

1) 発熱量

Figure 11 に ANISN-JR による一次元輸送計算により得られた中性子束、及びガンマ線束と発熱定数の積として求められた生体遮蔽コンクリート内の発熱量を示す。これらの計算結果から、生体遮蔽コンクリート内での発熱量は、炉心側コンクリートの表面位置で中性子照射により $3.0 \times 10^{-4} \text{ W/cm}^3$ 、一次ガンマ線及び二次ガンマ線を合わせたガンマ線による発熱量は $5.68 \times 10^{-3} \text{ W/cm}^3$ となった。このことから、生体遮蔽コンクリート内での最大発熱量は、中性子及びガンマ線の合計で $5.98 \times 10^{-3} \text{ W/cm}^3$ となるが、コンクリート内の発熱は Figure 11 に示すとおりガンマ線に大きく依存している。

また、ANISN-JRコードによるガンマ線及び中性子についての各々単独の計算結果により、コンクリート内表面から外表面に向かって一次ガンマ線より二次ガンマ線の寄与率の大きいことが確認された。

これらの結果から、炉心側コンクリート表面からの距

Figure 11 Calorific Value Distribution, Generated by Total Neutron and Total γ RAYS, at the Level of Reactor Core

離を R (cm) としたとき、運転中の放射線照射に伴うコンクリート内での発熱量 (Q) は式 (3) に近似できる。

$$Q(R) = 5.91 \times 10^{-3} \exp(-0.078R) \text{ (w/cm}^3 \text{)} \dots\dots (3)$$

2) 温度分布

JPDRの生体遮蔽コンクリートが影響を受ける温度環境としては、打込み時の水和反応にともなう発熱及び運転時の放射線の照射に伴う発熱の二つが考えられる。

(a) 水和熱による温度分布

生体遮蔽コンクリートの打込み時の水和発熱による最高温度の計算値は、打込み後 4日目に部材の中心部で58℃程度を示し、端部と中心部との温度差は約32℃であった。ただし、この値は厚さ300 cmのコンクリートを一度に打込んだものと仮定した時のものであり、実際の打込みが中継ぎライナーの内側と外側とで2回に分けられていること等を考慮すると、水和発熱によるコンクリート温度は58℃を大きく下回っているものと推定される。水和発熱による温度は、1ヶ月程度かけて指数的に冷却している。冷却に時間を要するのは、遮蔽コンクリートの部材が厚く熱容量が大きいことによる。

(b) 運転時の放射線による温度分布

生体遮蔽コンクリートには、炉心側内表面から7.6cm、予備として30cmの位置に冷却用配管が配置されている。運転中の温度環境は定格出力運転中の炉心側コンクリートの表面部で最高46℃程度、ライナーとの接触部で最大36℃、冷却管周囲で25℃であり、温度差は最大で約20℃程度と推定される。このことは、生体遮蔽コンクリート内に埋め込まれている冷却用配管がコンクリートの最高温度を下げるために大きく寄与していることを示している。この程度の温度および温度差では、生体遮蔽コンクリートが過酷な温度環境を受けたとは考えられない。

(3) 放射能強度分布

Ge半導体検出器-MCAによる放射能測定により、放射化核種として ^{60}Co 、 ^{134}Cs 、 ^{152}Eu 、 ^{154}Eu の γ 線放出核種が検出された。Figure 12に放射能測定結果より推定した炉心中央の高さ位置（放射線の計数率が高い）における1I、2Iコアの生体遮蔽コンクリート及び放射線の計数率が低いGコアの生体遮蔽コンクリートの放射能強度分布を示す。1Iコアの ^{152}Eu の放射能強度は、ライナ

Figure 12 Result of Activity Distribution in Biological Shield Concrete (B.S.C.)

一接触面内部から 0~2.1 cm の位置において 5.99×10^2 Bq/g となり最も大きい。また、1I, 2I コアをライナー接触面内部から 33~45 cm の位置で比較すると、1I コアの放射能強度は 1.63×10^2 Bq/g, 2I コアの放射能強度は 4.07×10^2 Bq/g で、2I の方が強かった。さらに、計数率が低い G コアの放射能強度は、ライナー接触面内部から 0~1.0 cm の位置において 9.99 Bq/g で最も大きく、49~50 cm の位置で 1.18 Bq/g となる。なお、内側ライナーから 200 cm 以上離れると、いずれのコア供試体も検出限界値以下であり、殆ど放射化していない。このうち、 ^{134}Cs (半減期 2.06 年) は、運転停止後約 12 年経過した時点では殆ど減衰しており、 ^{134}Cs が検出された範囲は、生体遮蔽コンクリート内面から 40 cm 以内であった。

4.2 コンクリートの材料強度特性

(1) 圧縮強度

1) 高速中性子照射

高速中性子照射 ($1.86 \times 10^{17} \sim 1 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ の範囲) を受けた試験体の圧縮強度は、炉心からの距離だけでなく、コンクリート打込み区分、打込み高さなどにより差異が認められ、ほぼ 29.4~53 MPa (平均 44 MPa) に分布し、調合強度 35 MPa に対して平均 20% 程度上回っていた。しかし、圧縮強度は試験体の採取位置によって打込みの圧密に影響されるので、得られた結果から打込み高さを 0 cm 相当に換算して補正した。

Figure 13 に圧縮強度と高速中性子照射量との関係を示す。この結果、圧縮強度は高速中性子 ($E > 0.11 \text{ MeV}$) 照射量が $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ までの範囲では、高速中性子照射量の増加に伴って増加する傾向を示した。また、炉心近傍 (照射量: $1 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 前後) では圧縮強度が大きくばらついている。

一方、採取した全試料から同一の打込み高さ、かつ同一打込み区分の試料グループから少なくとも 3 試料を有する試料グループを選択し、高速中性子照射による圧縮強度の増加率と打込み高さとの関係を見ると Figure 14 のようになる。これより、高速中性子照射による圧縮強

度の増加率は、打込み高さが増すにつれて大きくなる傾向を示した。圧縮強度は高速中性子照射量がほぼ同じ場合でも、打込み高さによって大きくなる。

周知のように既往研究¹⁴⁾によれば、コンクリートの圧縮強度は高速中性子照射量が $2 \times 10^{18} \sim 2 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ の範囲では、照射量に依存しないか、あるいは照射量の増加に伴ってやや大きくなるが、照射量が $5 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ 以上では、圧縮強度が著しく低下すると指摘されている。また、コンクリートの高速中性子照射の影響を詳細に調べた既往研究の例²¹⁾でも同様な結果が報告されている。後者の研究の場合には、照射による試料の直径、密度、熱伝導率、試料重量などの変化も報告されているが、この試験がキャプセル照射であり、本報告とは照射環境条件などの違いがある。コンクリート表面からの水分移動量は距離の対数に比例し、発熱量はライナー接触面からの距離 (R) に比例すると考えて推定した圧縮強度 (S_1 , MPa) (重回帰式 4) とコア供試体による圧縮強度との関係は Figure 15 のように表される。

$$S_1 = -3.82 \log(R) + 1.27 \log(\Phi_f) + 0.02(R) + 22.67 \quad (\text{MPa}) \dots \dots \dots (4)$$

相関係数: 0.66

Φ_f : 高速中性子照射量 (n/cm^2 , $E > 0.11 \text{ MeV}$)

このことから、中性子照射を受けたコンクリートの圧縮強度は、高速中性子照射量の増加によって大きくなるだけでなく、コンクリート中の水分蒸発量や発熱量によってもわずかに大きくなることがわかる。

2) ガンマ線照射

ガンマ線照射量は、炉心高さのコンクリート内表面で $4.77 \times 10^8 \text{ Gy}$ となった。コンクリートの圧縮強度は、ガンマ線照射量が約 10^9 Gy 以上の累積線量で低下することが指摘されている¹⁴⁾。したがって、本試験炉の場合のガンマ線照射量では影響されないと考えられる。

(2) 静弾性係数及びポアソン比

Figure 16 及び 17 に打込み高さ 0 cm 相当に換算した場合の静弾性係数と高速中性子照射量及び静弾性係数との

Figure 13 Effect of Neutron Fluence on Converted Compressive Strength

Figure 14 Relationship between Compressive Strengthening Ratio and Height of placing

Figure 15 Relationship between Measured Compressive Strength and Estimated Compressive Strength

Figure 17 Relationship between Modulus of Static Elasticity and Compressive Strength Comparing with AIJ RC Standard

Figure 19 Relationship between Poisson's Ratio and Compressive Strength

関係を示す。これより、高速中性子照射が静弾性係数に及ぼす影響については、照射量 ($E > 0.11 \text{ MeV}$) が $\sim 10^{17} \text{ n/cm}^2$ までのとき僅かに増加する傾向が認められるが、照射量が 10^{17} n/cm^2 前後では、静弾性係数も圧縮強度と同じようにばらついている。また、同一圧縮強度における高速中性子照射量 ($E > 0.11 \text{ MeV}$) を受けたコンクリートの静弾性係数は、日本建築学会 RC 造規準¹⁷⁾ の曲線の近傍に位置している。

Figure 16 Effect of Neutron Fluence on Modulus of Static Elasticity

Figure 18 Effect of Neutron Fluence on Poisson's Ratio

Figure 20 Effect of Neutron Fluence on Converted Tensile Strength

Figure 18 及び 19 にポアソン比と高速中性子照射量及び圧縮強度の関係を示す。ポアソン比は、高速中性子照射量及び圧縮強度のいずれの影響も認められなかった。

ポアソン比は、作用応力レベル及び打込み高さにより若干異なるが $0.16 \sim 0.20$ の範囲に分布し、日本建築学会 RC 造規準¹⁷⁾ に定めるポアソン数 $m = 6$ (ポアソン比 = 0.17) とほぼ同じであった。

(3) 引張強度

Figure 20 に引張強度と高速中性子照射量との関係を示す。引張強度は、高速中性子照射量 ($E > 0.11 \text{ MeV}$) が $1 \times 10^{13} \sim 1.86 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ までの範囲では炉心側と外側に対して同一の打込み位置で $3.18 \sim 4.6 \text{ MPa}$ となった。高速中性子照射量は、引張強度に対してデータ数も少ないが

有意差がみられなかった。また、既往研究¹⁴⁾によれば、コンクリートの引張強度は高速中性子照射量が $5 \times 10^{18} \sim 10^{20} \text{ n/cm}^2$ の範囲では、照射量の増加に伴って著しく低下すると指摘されているが、本試験炉のような高速中性子照射量の範囲では明らかにされていない。

5. まとめ

本研究では、長期間運転された動力試験炉の生体遮蔽コンクリートの放射線照射量の評価と放射線照射がコンクリートの強度特性に及ぼす影響について究明した。これにより、得られた結果を以下に纏める。

(1) 環境特性

- 1) 生体遮蔽コンクリートに対する放射線の最大照射量は、炉心中心高さのコンクリート内表面で高速中性子が $1.11 \times 10^{18} \text{ n/cm}^2$ 、ガンマ線が $4.77 \times 10^8 \text{ Gy}$ と評価された。ガンマ線照射量は、コンクリート内表面からの距離につれて発熱量分布とほぼ同じ勾配で減衰していた。
- 2) 大型商業炉を稼働率80%で40年運転した場合、生体遮蔽コンクリートが受けるであろう高速中性子の最大照射量は、 $\sim 5 \times 10^{17} \text{ n/cm}^2$ 程度と推定される。このことから、今回対象にした生体遮蔽コンクリートは、大型商業炉の供用期間40年間に受けるであろう照射量に近いものと考えられる。この程度の照射量では、コンクリートの圧縮強度が低下することはないことがわかった。
- 3) 生体遮蔽コンクリート内の最大発熱量は、中性子およびガンマ線の合計で $5.98 \times 10^{-3} \text{ W/cm}^3$ と評価された。コンクリート内の発熱の大部分は、ガンマ線に依存したものである。
- 4) 放射能強度は、1Iコア供試体のライナー接触面から $0 \sim 2.1 \text{ cm}$ の位置で最大であった (^{152}Eu が $5.99 \times 10^2 \text{ Bq/g}$)。しかし、ライナー接触面から 200 cm 以上離れた位置では、いずれの試験体ともほとんど放射化していないことがわかった。

(2) 材料強度特性

- 1) 圧縮強度は高速中性子照射量が $\sim 10^{17} \text{ n/cm}^2$ までの範囲では上昇した。その割合は打込み高さに依存するが、コンクリート中の水分蒸発量や発熱量にも影響される。
- 2) 圧縮強度はガンマ線照射量が $4.77 \times 10^8 \text{ Gy}$ では、影響されない。
- 3) 弾性係数が高速中性子照射量により受ける影響は、圧縮強度の同じく増加する傾向を示した。高速中性子照射量が多くなると静弾性係数、圧縮強度とも同じように増大する。
- 4) ポアソン比は、高速中性子照射量及び圧縮強度のいずれにも影響されなかった。
- 5) 原子力施設での放射線照射の影響を評価するには、コンクリートの成分、水分量、材齢あるいは中性子束、

温度、拘束条件などの照射環境条件を考慮した系統的なデータ取得が必要となる。

謝 辞

本研究の計画、実施にあたっては、日本原子力研究所 東海研究所、原子炉安全工学部 中島伸也副主任研究員、バックエンド技術部 畠山睦夫課長代理、ホット試験室 鎌田 裕課長ならびに鹿島建設 田中協一担当部長、今野孝昭副部長、鈴木清孝主任研究員の各位に多くの援助とご協力ならびにご指導頂きました。ここに感謝の意を表します。

参考・引用文献

- 1) 中村治人, 鷺野正光, 山田清承, 他三名: γ 線照射がコンクリートの諸物性に及ぼす影響に関する研究, セメント技術年報, No. 37, pp. 256~260, 1983.
- 2) 山田浩司, 村瀬欣伸, 横田紀男: γ 線照射がコンクリートの諸物性に及ぼす影響に関する研究, セメント技術年報, No. 38, pp. 337~340, 1984.
- 3) 出井義男, 鎌田 裕, 坪 陽一, 柿崎正義, 他三名: JPDRの生体遮蔽コンクリートの材料強度特性, JAERI-M, 90-205, 日本原子力研究所, 1990. 11.
- 4) 出井義男, 助川武則, 他四名: JPDRの生体遮蔽コンクリートの経年変化に関する研究 (I. 全体計画と環境因子の評価), 日本原子力学会秋の大会集, pp. 30, 1989. 10.
- 5) 坪 陽一, 出井義男, 他三名: 同上 (II. 強度試験結果), 日本原子力学会秋の大会集, pp. 31, 1989. 10.
- 6) 今野孝昭, 鈴木清孝, 他二名: 原子力施設の生体遮蔽コンクリートの経年変化に関する研究 (I. 強度試験), 日本建築学会講演梗概集, pp. 177~178, 1991. 9.
- 7) JIS A 1107: コンクリートからのコア及びはりの切取り方法及び強度測定方法, 1983.
- 8) 宮坂駿一, 他: 放射線輸送・発熱計算コードシステムRADHEAT, JAERI-M 5794, 1974.
- 9) 小山謙二, 他: A code system for generating coupled neutron and gamma-ray group constants and analyzing radiation transport calculations, JAERI-M7715, 1977.
- 10) 小山謙二, 他: A one-dimensional discrete ordinates code for neutron and gamma-ray transport calculations, JAERI-M6954, 1977.
- 11) Minatt, F.R., et al.: The DOT III two dimensional discrete ordinate transport code, ORNL-TM-4280, 1973.
- 12) 鈴木計夫, 他九名: コンクリートの静弾性係数試験方法, セメント・コンクリート, No. 401, pp. 18~27, 1980.
- 13) Verrall, S., et al.: Design concepts to minimize the activation of the biological shield of light-water reactors, 1985.
- 14) Hilsdorf, H.K., et al.: The effect of nuclear radiation on the mechanical properties of concrete, ACI SP55-10.
- 15) 岡田 清, 他: コンクリート工学ハンドブック, (朝倉書店), pp. 393, 1988.
- 16) 日本建築学会: 建築学便覧, II, 『構造』, 丸善, 1977, pp. 731~732.
- 17) 日本建築学会: 鉄筋コンクリート構造計算規程・同解説, 1975.
- 18) 依田彰彦: 高炉スラグセメント混和材・骨材として使用したコンクリートに関する一連の実験研究、研究論文, pp. 66~85, 1985. 9.
- 19) 出井義男, 中島伸也: JPDRの生体遮蔽コンクリートの経年変化に関する研究 (V), 日本原子力学会春の大会集, pp. 16, 1993. 10.
- 20) 笠井芳夫, 柿崎正義, 他20名: 構造体コンクリート強度に関する研究の動向と問題点, 6章 (pp. 141~142, 日本建築学会, 1987. 11).
- 21) В. Б. ДУБРОВСКИЙ, et al.: О радиационном повреждении обычного бетона, АТОМНАЯ ЭНЕРГИЯ, pp. 310~316, 1967.
- 22) Radiological health handbook, Revised Edition January, 1970

(1995年12月13日原稿受理, 1996年6月5日採用決定)