

JAERI-M
83-004

放射線(γ線)照射によるコンクリートの
挙動に関する研究

1983年2月

村岡 進・村瀬 欣伸*・山田 清承*・山田 尚*・恩田 利夫*
福島 正博*・橘 宏行・三友 昭市・鷲野 正光・山形 茂
田代 晋吾・中村 治人・荒木 邦夫

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

JAERI-M レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。

入手の問合せは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1983

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 日立高速印刷株式会社

放射線(γ線)照射によるコンクリートの挙動に関する研究

日本原子力研究所東海研究所環境安全研究部

村岡 進・村瀬 欣伸*・山田 清承*・山田 尚*・恩田 利夫*
福島 正博*・橋 宏行†・三友 昭市†・鷲野 正光†・山形 茂
田代 晋吾・中村 治人・荒木 邦夫

(1983年1月13日受理)

高レベル放射性廃棄物貯蔵施設の健全性を評価する基礎資料を得るために、γ線の照射がコンクリートの諸物性に及ぼす影響を調べた。

所定の期間養生したコンクリートを、①γ線照射及び加熱環境、②加熱環境のみおよび③20°C、相対湿度90%の気中環境の異なる3種類の環境下に、加熱温度を変えて(100°C, 160°C および 190°C)所定の期間(300時間, 600時間および1200時間)貯蔵した後、重量、圧縮強度、弾性係数、ポアソン比、寸法、および中性化の各種の物性変化を調べる実験を行った。

その結果、最大 1.0×10^9 R程度のオーダーのγ線照射量の範囲内においては、γ線照射がコンクリートの諸物性に及ぼす影響は明確ではなく、むしろ加熱による影響の方が支配的であることがわかった。

なお、本研究は、日本原子力研究所と(株)住友セメントにおいて共同にて実施されたものである。

* 高崎研究所開発部

* (株)住友セメント中央研究所

EFFECT OF γ -RAY IRRADIATION ON THE PROPERTIES OF CONCRETE

Susumu MURAOKA, Yoshinobu MURASE^{*}, Kiyotsugu YAMADA^{*}, Hisashi YAMADA^{*}
Toshio ONDA^{*}, Masahiro FUKUSHIMA^{*}, Hiroyuki TACHIBANA⁺, Akiichi MITOMO⁺
Masamitsu WASHINO⁺, Shigeru YAMAGATA, Shingo TASHIRO, Haruto NAKANURA
and Kunio ARAKI

Division of Environmental Safety Research,
Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 13, 1983)

In order to obtain the fundamental data of concretes which are used in the construction of storage facilities of HLW, the effect of γ -ray irradiation on the properties of concretes was evaluated.

After curing in water for about 4 weeks, concretes were stored under three different condition; 1) heating with γ -ray irradiation, 2) heating without γ -ray irradiation, and 3) controlled at 20°C, Relative Humidity of 90%; for 300, 600, and 1200 hours. Then, concretes were tested about the changes of weight, compressive strength, modulus of elasticity, Poisson's ratio, dimension and carbonation depth. Heating temperature were 100, 160 and 190°C.

Consequently, it was concluded that the effect of γ -ray irradiation within the range of 1.0×10^9 R on the properties of concrete was uncertain, and that the effect of heating was more distinguished than γ -ray irradiation effect.

Keywords; Concrete, Storage Facility, High-level Waste,
 γ -ray Irradiation, Compressive Strength, Elasticity,
Poisson's Ratio, Carbonation

+ Division of Development, Takasaki Radiation Chemistry Research Establishment,
JAERI

* Sumitomo Cement Co., Ltd.

目 次

1. まえがき	1
2. 実験方法	1
2.1 概 要	1
2.2 コンクリート供試体	2
2.2.1 使用材料	2
2.2.2 コンクリートの配合	5
2.2.3 供試体の作成	5
2.2.4 実験開始までの供試体の養生	6
2.3 貯蔵実験	6
2.3.1 環境・温度条件および貯蔵期間	6
2.3.2 γ 線照射線量率測定	9
2.3.3 モデリングによる値と実験条件との関係	10
2.4 試験項目および方法	11
3. 実験結果と考察	12
3.1 重 量	12
3.2 圧縮強度	15
3.3 弹性係数	18
3.4 ポアソン比	24
3.5 寸 法	24
3.6 中 性 化	27
4. 結 論	33
5. あとがき	33
謝 辞	34
文 献	34
附 錄	36

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental	1
2.1 Outline	1
2.2 Concrete specimen	2
2.2.1 Raw material	2
2.2.2 Mixing of raw material	5
2.2.3 Preparation of specimen	5
2.2.4 Curing of specimen	6
2.3 Storage tests	6
2.3.1 Test condition	6
2.3.2 γ -Ray dose measurement	9
2.3.3 Modeling of storage facility	10
2.4 Experimental items and procedure	11
3. Results and discussion	12
3.1 Weight	12
3.2 Compressive strength	15
3.3 Modulus of elasticity	18
3.4 Poisson's ratio	24
3.5 Dimension	24
3.6 Carbonation	27
4. Conclusion	33
5. Postface	33
Acknowledgement	34
References	34
Appendix	36

1. まえがき

原子力発電所等の運転に伴い、多量の放射性廃棄物が発生するが、この放射性廃棄物は放射性物質によって汚染されたもので、放射能の濃度によって低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物に大別される。低レベル放射性廃棄物については、その処分法も確立されて来ているが、主として再処理施設から発生する高レベル放射性廃棄物は、低レベル廃棄物に比べて量的には少ないものの放射能レベルが高く、短半減期の Sr や Cs の放射性物質の崩壊による発熱、半減期の極めて長い Puなどの放射性物質を含んでいる等の特徴を有している。

したがって、これらによる環境への影響と公衆の放射線被曝を防止する見地から、最終的には、安全な処分が必要とされるが、当面の課題として、高レベル放射性廃棄物を安全な形態に固化処理した後、30年から60年という長期にわたり、安全に貯蔵する必要がある。

これらを貯蔵する施設は、一般に鉄筋コンクリートで構築されるわけであるが、貯蔵の目的から言っても、長期にわたる施設の健全性が要求される。鉄筋コンクリートの主要な構成材料であるコンクリートは、従来より原子力施設の建設材料および遮蔽材料として大量に使用され、その安全性も実証されている。しかし、コンクリートの特性の変化と放射線照射線量との関係を定量的に検討した報告は極めて少ない。⁽¹⁾

そこで、本研究では、コンクリートを γ 線照射・加熱環境下に所定の期間貯蔵した後、コンクリートの種々の特性を調べる実験を行ない、 γ 線の照射がコンクリートの諸特性に及ぼす影響を明らかにすることによって、高レベル放射性廃棄物貯蔵施設の健全性を評価するための基礎資料となるようにした。

2. 実験方法

2.1 概要

加熱温度の条件が異なる3つのシリーズ（100°C, 160°C および 190°C シリーズ）に分けて、実験を行った。

コンクリート供試体は、所定の材令まで水中養生された後、3種類の環境下（ γ 線照射・加熱環境、加熱環境および気中環境）において所定の期間（300時間、600時間および1200時間）貯蔵された後、重量・圧縮強度・弾性係数・ポアソン比・長さ変化・および中性化の各種の測定試験が実施された。

なお、実験条件を決定する際、高レベル放射性廃棄物固化体貯蔵施設のモデルを設定し、コンクリートが受ける γ 線の照射線量率を試算したが、これは巻末の Appendix を参照されたい。

1. まえがき

原子力発電所等の運転に伴い、多量の放射性廃棄物が発生するが、この放射性廃棄物は放射性物質によって汚染されたもので、放射能の濃度によって低レベル放射性廃棄物と高レベル放射性廃棄物に大別される。低レベル放射性廃棄物については、その処分法も確立されて来ているが、主として再処理施設から発生する高レベル放射性廃棄物は、低レベル廃棄物に比べて量的には少ないものの放射能レベルが高く、短半減期の Sr や Cs の放射性物質の崩壊による発熱、半減期の極めて長い Puなどの放射性物質を含んでいる等の特徴を有している。

したがって、これらによる環境への影響と公衆の放射線被曝を防止する見地から、最終的には、安全な処分が必要とされるが、当面の課題として、高レベル放射性廃棄物を安全な形態に固化処理した後、30年から60年という長期にわたり、安全に貯蔵する必要がある。

これらを貯蔵する施設は、一般に鉄筋コンクリートで構築されるわけであるが、貯蔵の目的から言っても、長期にわたる施設の健全性が要求される。鉄筋コンクリートの主要な構成材料であるコンクリートは、従来より原子力施設の建設材料および遮蔽材料として大量に使用され、その安全性も実証されている。しかし、コンクリートの特性の変化と放射線照射線量との関係を定量的に検討した報告は極めて少ない。⁽¹⁾

そこで、本研究では、コンクリートを γ 線照射・加熱環境下に所定の期間貯蔵した後、コンクリートの種々の特性を調べる実験を行ない、 γ 線の照射がコンクリートの諸特性に及ぼす影響を明らかにすることによって、高レベル放射性廃棄物貯蔵施設の健全性を評価するための基礎資料となるようにした。

2. 実験方法

2.1 概要

加熱温度の条件が異なる 3 つのシリーズ (100°C, 160°C および 190°C シリーズ) に分けて、実験を行った。

コンクリート供試体は、所定の材令まで水中養生された後、3 種類の環境下 (γ 線照射・加熱環境、加熱環境および気中環境)において所定の期間 (300 時間、600 時間および1200 時間) 貯蔵された後、重量・圧縮強度・弾性係数・ポアソン比・長さ変化・および中性化の各種の測定試験が実施された。

なお、実験条件を決定する際、高レベル放射性廃棄物固化体貯蔵施設のモデルを設定し、コンクリートが受ける γ 線の照射線量率を試算したが、これは巻末の Appendix を参照されたい。

2.2 コンクリート供試体

2.2.1 使用材料

コンクリートは、以下の材料を使用して作製した。

1) セメント

セメントは、普通ポルトランドセメント（住友セメント（株）赤穂第2工場製品）を使用した。その化学成分と物理的性質をTable 1に示す。

2) 骨材

粗骨材は、茨城県岩瀬産の最大粒径が20mmの碎石（碎石2005）を、細骨材は、鬼怒川産の川砂を使用した。

使用した粗骨材および細骨材の性質をTable 2、およびTable 3に示す。また、それぞれの粒度分布をTable 4、およびTable 5に示す。

3) 水

練り混ぜ水は、住友セメント（株）中央研究所地下水（飲料水）を使用した。

4) 混和剤

混和剤は、AE剤（空気連行剤）として、ヴィンソル（山宗化学社製品）を使用した。

Table 1 Chemical composition and physical properties of normal portland cement

(1) Chemical composition, %	
Loss on ignition	0.6
Insoluble residur	0.1
Silica (SiO_2)	22.2
Alumina (Al_2O_3)	5.9
Iron oxide (Fe_2O_3)	2.8
Lime (CaO)	64.3
Magnesia (MgO)	1.4
Sulphuric anhydride (SO_3)	2.0
TOTAL	99.2

(2) Physical properties	
Specific gravity	3.15
Fineness, specific surface area by permiability test, cm^2/g	3260
Compressive strength, kgt/cm^2	
3 days	152
7 days	246
28 days	414
Time of Vicat test, h-min.	
initial set	2-29
final set	3-40

Table 2 Nature of coarse aggregate

Specific gravity	2.65
Water absorption	0.48%
Fineness modulus	6.65
Weight per unit volume	1550kg/m^3
Aggregate content per unit volume	58.8%

Table 3 Nature of fine aggregate

Specific gravity	2.60
Water absorption	2.80%
Amount of material passing standard sieve $74\mu\text{m}$	1.89%
Fineness modulus	2.71
Weight per unit volume	1610kg/m^3
Aggregate content per unit volume	63.7%

Table 4 Sieve analysis of coarse aggregate

Standard sieve (mm)	Amount of material remaining in each sieve (g)	Total amount of material remaining in each sieve (g)	Total amount of material remaining in each sieve (%)
20	0	0	0
15	1091	1091	22
10	2241	3332	67
5	1552	4884	98
2.5	116	5000	100

Table 5 Sieve analysis of fine aggregate

Standard sieve (mm)	Amount of material remaining in each sieve (g)	Total amount of material remaining in each sieve (g)	Total amount of material remaining in each sieve (%)
10	0	0	0
5	7.5	7.5	2
2.5	43.4	50.9	10
1.2	59.3	110.2	22
0.6	154.6	264.8	53
0.3	168.0	432.8	87
0.15	52.2	485.0	97
saucer	15.0	500.0	100

2.2.2 コンクリートの配合

コンクリートの配合は、日本建築学会、建築工事標準仕様書 JAS S5, 鉄筋コンクリート工事(昭和54年度版), 5.15.5「遮蔽用コンクリート」の項を参考に、水セメント比 55%, スランプ 10 cm とし、試し練りにより配合を決定した。なお、この配合は、日本建築学会、原子力発電所用鉄筋コンクリート工事(案)⁽²⁾の要求項目も満足している。

試し練りによって決定したコンクリートの配合を Table 6 に示す。

Table 6 Mixing proportion of concrete

Maximum size of aggregate (mm)	Range of slump (cm)	Range of air content (%)	Water/Cement ratio (%)	Sand/Aggregate ratio (%)
20	10±1	4±0.5	55.0	44.0
Unit Weight kg/m ³				
water	Cement	Fine aggregate	Coarse aggregate	Vinsol
175	318	783	1012	0.111

コンクリート供試体は、貯蔵能力の関係上、5回に分けて作製された。各バッチにおけるまだ固まらないコンクリートの性質を Table 7 に示す。

Table 7 Properties of fresh concrete

Mix No.	Unit weight of concrete (kg/m ³)	Measured slump (cm)	Measured air content (%)	Comments
No. 1	2288	10.0	4.3	100°C(300, 500hr.)
No. 2	2291	9.0	4.4	160°C(600, 1200hr.)
No. 3	2297	9.0	4.3	160°C(300hr.)
No. 4	2293	9.0	4.2	190°C(600, 1200hr.)
No. 5	2299	9.5	4.0	190°C(300hr.)

2.3 供試体の作成

温度 20°C, 相対湿度 (R.H.) 90% の恒温恒湿室において、各々の材料を練り混ぜ能力 100 ℥ の強制練りミキサーに投入し、2 分間練り混ぜた後、JIS A 1132 「コンクリート強度試験用供試体の作り方」に従ってコンクリート供試体を作製した。供試体は、φ10cm×20cm のシリンダーである。

2.2.4 実験開始までの供試体の養生

コンクリート供試体は、成形1日後にキャッピングを行ない、2日目に脱型し、その後材令26日まで20°C水中養生を行なった。そして、各種の物性試験を行ない基準となる値を得た後、材令28日に各々の環境下において貯蔵を開始した。

2.3 貯蔵実験

2.3.1 環境・温度条件および貯蔵期間

供試体の貯蔵は、加熱温度によって100°Cシリーズ、160°Cシリーズ、および190°Cシリーズに分けることができる。その各々のシリーズにおいて、コンクリートは次のような異なる①、②の環境下に所定の期間貯蔵された。また、比較のために20°Cの気中環境下の試験(③)を行った。

① γ 線照射・加熱環境…… γ 線照射を受ける高温環境

(加熱温度は各シリーズに示す温度)

② 加熱環境…… γ 線照射を受けない高温環境

(加熱温度は各シリーズに示す温度)

③ 気中環境…… 温度20°C、R.H.90%の恒温恒湿環境

また、各々の環境下における貯蔵期間は、300時間、600時間、および1200時間の3水準であり、これらをまとめてTable 8に示す。

Table 8 Storage conditions and period of concrete

Storage Condition	Storage Period(h)	100°C Series	160°C Series	190°C Series
Heated with γ -ray Radiation	300	*	*	*
	600	*	*	*
	1200		*	*
Heated	300	*	*	*
	600	*	*	*
	1200		*	*
Cured in Air at 20°C, R.H. 90%	300	*	*	*
	600	*	*	*
	1200		*	*

以下に、各環境下の試験について若干詳しく述べることにする。

1) γ 線照射下加熱試験

γ 線照射下加熱は、Photo 1に示すように、 γ 線照射室に恒温槽を設置し、ダクトを通して高温の空気を送り込むような設計がされた環境下で行なった。温度の制御は、Photo. 2に示すような装置を用いて、自動の温度プログラマーによって昇・降温時のコントロールを行ない、恒温槽内および槽内に設置したコンクリート供試体の内部(Fig. 1に①で示す)に熱電対を取り付けて、Photo. 3に示すような温度記録計により温度を記録した。

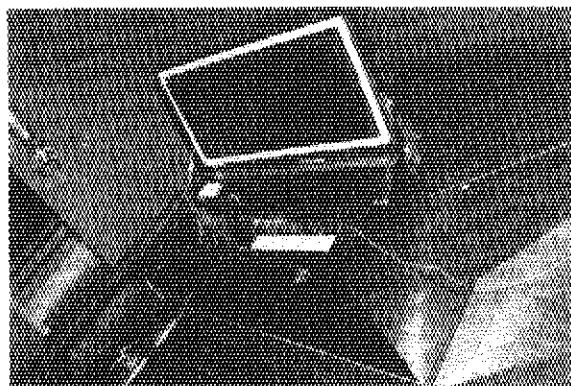
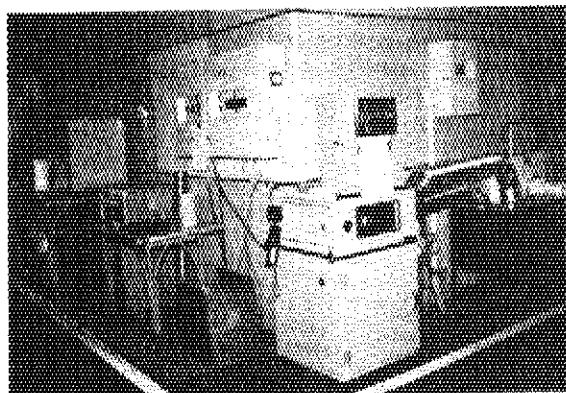
Photo. 1 γ -ray radiation room

Photo. 2 Temperature control apparatus

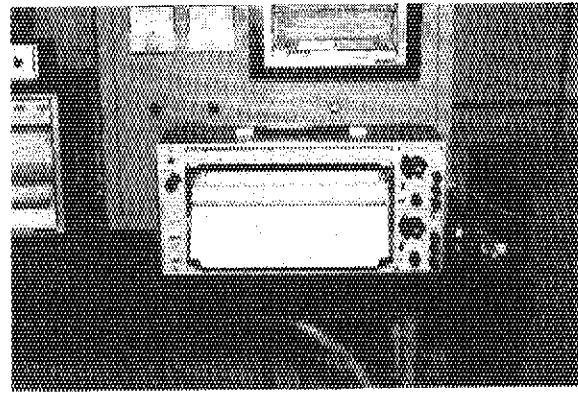


Photo. 3 Temperature recorder

γ 線照射室内の恒温槽の設置状況、および恒温槽内のコンクリートの配置状況を Fig. 2に示す。

2) γ 線非照射下加熱試験

γ 線照射を受けない加熱環境は、上下・左右の4面からニクロム線によって加熱し、周りを耐火レンガで囲い、槽内にファンを取り付けて空気循環ができるように試作した装置を用いて行なった。実験に使用した恒温槽、温度制御装置、温度記録計を Photo. 4に示す。また、恒温槽内のコンクリート供試体の配置状況を Fig. 1に示す。

なお、上記1)、および2)における昇・降温速度は、コンクリートに急激な熱衝撃を与えないようにするために、いずれも $10^{\circ}\text{C}/\text{hr}$ 以下で行なった。

3) 気中環境下試験

気中環境は、コンクリート供試体を容量 50 ℥のポリ容器に入れ、その容器を温度 20°C 、R.H. 90%の恒温恒湿室に設置した。これを Photo. 5に示す。

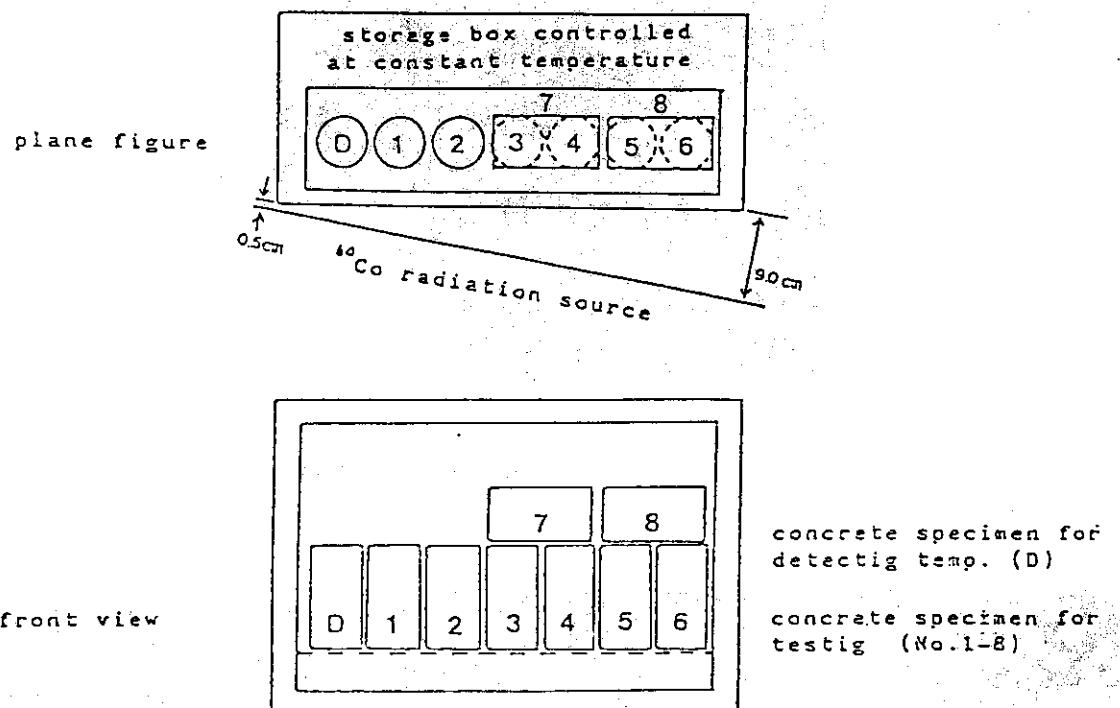
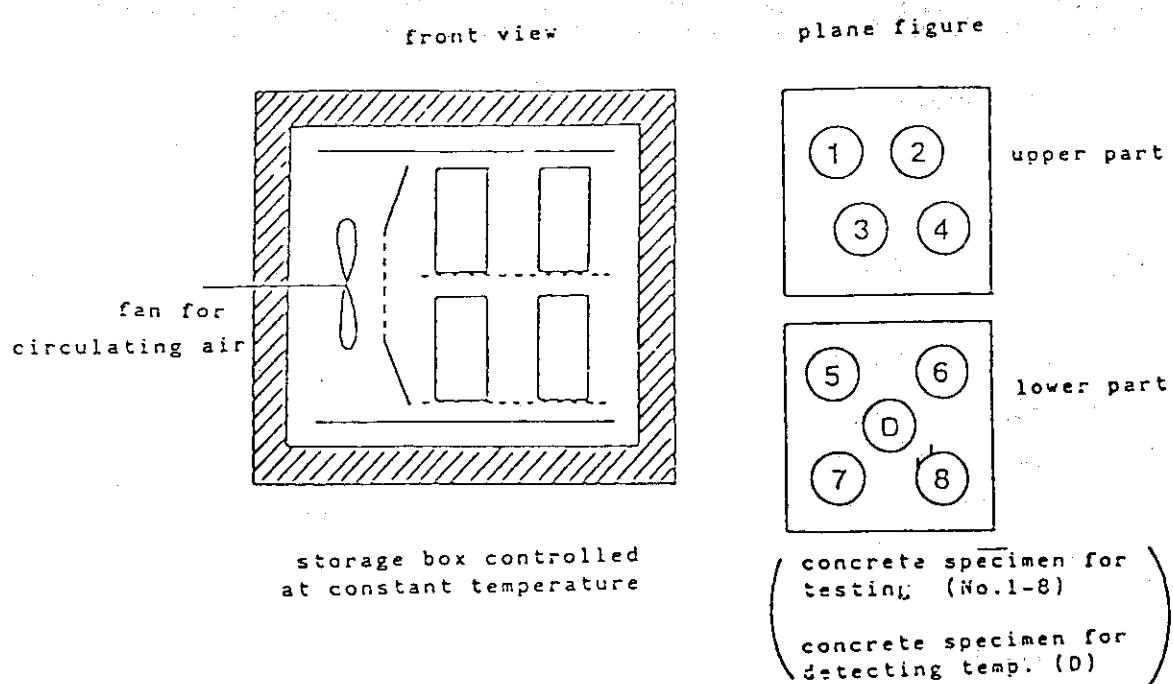
Fig. 1 Location of concrete specimens and storage box in the γ -ray radiation room

Fig. 2 Location of concrete specimens in the storage box controlled at constant temperature

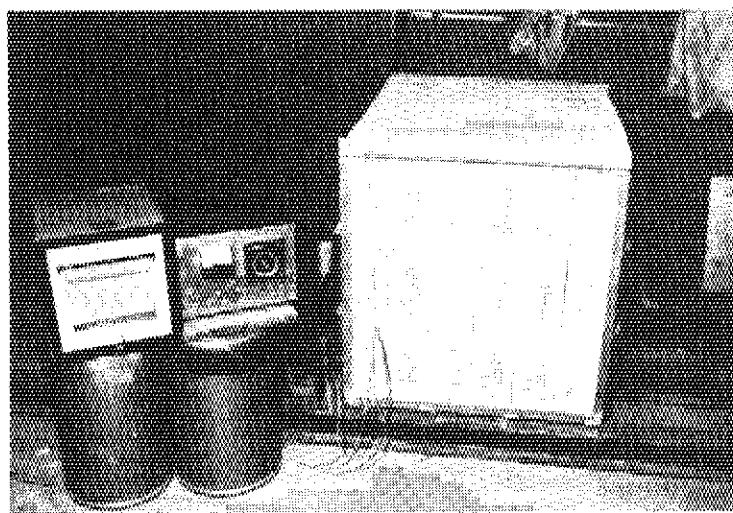


Photo.4

Storage box controlled
at constant temperature

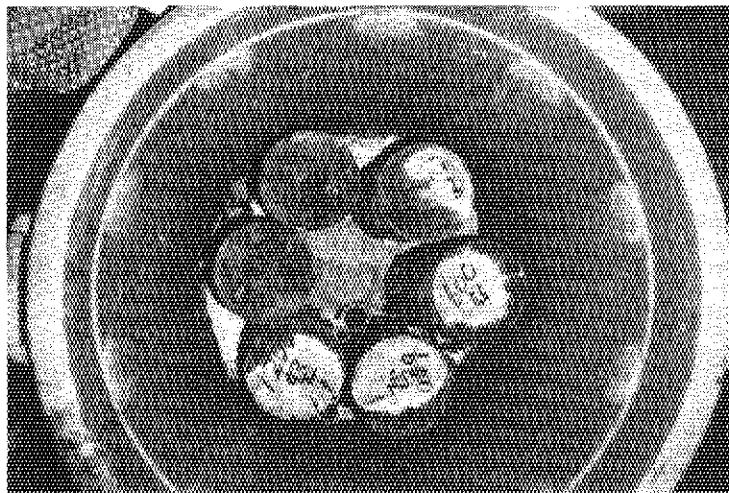


Photo.5

Storage bucket placed
in the room at 20 °C,
R.H. 90%

1) γ 線照射下加熱は、日本原子力研究所・高崎研究所において、また 2) γ 線非照射下加熱、および 3) 気中環境下試験は、住友セメント(株)中央研究所において、それぞれ実施した。

2. 3. 2 γ 線照射線量率測定

γ 線照射の際、各試料供試体に対する照射線量率をできるだけ均一にするために、供試体および恒温槽の設置位置を種々変え線量率の測定を行った。その結果、Fig. 1 の配置が最も良いことがわかった。

放射線測定は、コバルトガラス線量計を各供試体の Co 線源側の表面に設置し、照射後、分光光度計により吸光度を測定することにより行った。Fig. 1 の試料番号に対応する、測定値を Table 9 に示す。

Table 9 Dose rate at the surface of specimen

Number of Specimen	Dose Rate (R/h)
D	6.65×10^5
1	6.99×10^5
2	7.08×10^5
3	7.24×10^5
4	7.03×10^5
5	6.73×10^5
6	6.40×10^5
7	5.26×10^5
8	5.04×10^5

2.3.3 モデリングによる値と実験条件との関係

Appendixに示したように、モデリングによって算出した照射線量率は、 $1.1 \times 10^4 \sim 4.4 \times 10^4$ R/h であり、今回実施した実験条件の照射線量率は、供試体照射面で最大 7.24×10^5 R/hr である。一方、 γ 線照射線量で見た場合、高レベル固化体廃棄物の貯蔵年数を30年と仮定すると、モデリングによって算出した線量率を用いて計算した照射線量は、($1.1 \times 10^4 \sim 4.4 \times 10^4$) $\times 24$ 時間 $\times 365$ 日 $\times 30$ 年 = $2.9 \times 10^9 \sim 1.2 \times 10^{10}$ R となり、また今回の実験条件下で 1200 時間照射したときの γ 線照射線量率は、最大 9.0×10^8 R 程度である。^{脚注*}

以上のように、今回の照射条件とモデリングによる値を比較すると、 γ 線照射線量率においては前者の方が相当高い値となっているが、照射線量について見ると、前者の値は最大で 1 オーダ (10倍) ぐらい低い値である。ゆえに、今回の照射条件は、線量率による影響を見るための促進試験と解するのが妥当かもしれない。

一方、モデリングでは、温度条件についての検討はされていないが、現在運転中の数少ない貯蔵施設の一つのフランス、マルクールの AVM ガラス固化処理施設に付随する貯蔵施設の運転実績によると、通常運転時の施設内最高温度は約 110°C であり、さらに空冷装置の故障等による異常運転時には、施設内の最高温度は約 160°C にもなるとされている。

これらの値は、キャニスターの発熱量、貯蔵施設の容積、また特にキャニスターとピットのすき間を流れる冷却空気の流速に大きく影響され、仕様の若干の変化が貯蔵施設内の温度に直ちに反映されると思われる。

そこで、今回の実験においては、大ざっぱなモデルとして捉え、さらに過去の運転実験を考慮して、加熱温度を 100°C、160°C および 190°C の 3 水準をとり、相当の幅をもたせた温度条件とした。

脚注 * 時間の経過に伴なう照射線量率変化は考慮していないが、これは高レベル廃棄物の成分や組成が明確でないためである。しかし、このような評価方法は、安全側になると思われる。

2.4 試験項目および方法

所定の期間の貯蔵の後、以下に示す項目について試験を実施した。

1) 重量

貯蔵前、および貯蔵後の供試体重量を精度 1 g の台秤で測定し、重量変化率を求めた。

2) 圧縮強度

JIS A 1108 「コンクリートの圧縮強度試験方法」に従って、毎秒 2~3 kg f/cm² の一定な荷重速度で載荷した。

3) 静弾性係数

静弾性係数は、ワイヤストレインゲージ（長さ 60mm, 抵抗 120Ω）を供試体長さ方向にはり付けひずみ度を検出し、最大応力の $\frac{1}{3}$ 応力度における割線弾性係数、 $E_{\frac{1}{3}}$ を測定した。動弾性係数は、JIS A 1127 の縦振動によってコンクリート供試体の共鳴振動数を求め、動弾性係数 E_d を算出した。

4) ポアソン比

供試体の円周方向にワイヤストレインゲージをはり付け、静弾性係数と同様な方法でポアソン比、 $\nu_{\frac{1}{3}}$ を算出した。

5) 寸法

寸法変化は、Fig. 3 に示すように、コンクリート供試体の長さ方向 4ヶ所に測定用端子（アルミ板にステンレスボールを打込んだもの）をエボキシ系接着剤ではり付け、コンタクトゲージ（基長 100 mm、精度 1/1000 mm）によって、貯蔵前、貯蔵後の長さを測定することにより長さ変化率を求めた。

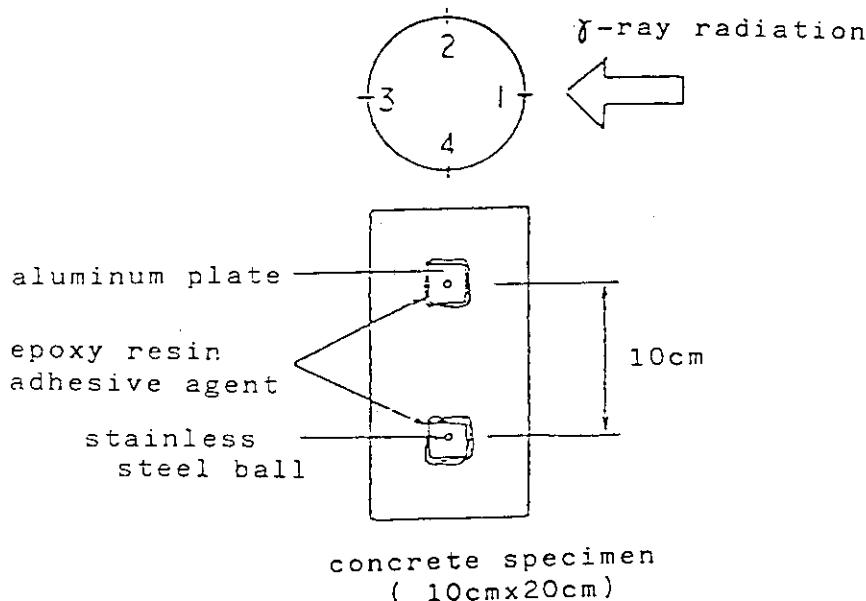


Fig. 3 Concrete specimen for measuring length changes

6) 中性化

中性化については、コンクリート供試体を割裂し、その破断面に 1% フェノールフタレンアルコール溶液を噴霧する方法により中性化深さを測定した。

3. 実験結果と考察

実験結果の評価は、各環境下貯蔵前に測定した基準値と、貯蔵後に測定した値とを比較するという方法で行なった。

3.1 重量

各々の環境・温度条件下におけるコンクリートの重量変化を Fig. 4 に示す。

加熱環境下に貯蔵されたコンクリートは、 γ 線照射の有無にかかわらず、いずれの加熱温度下においてもほぼ同様な重量減少を示した。すなわち、これらのコンクリートは、加熱温度が 100°C, 160°C, および 190°C のいずれにおいても、300 時間の貯蔵期間で約 6 ~ 7 %の重量減少を示すが、貯蔵期間が 600 時間、1200 時間とさらに長くなつても、その後の重量減少に変化は見られず一定の値を維持したままであった。

一方、温度 20°C, R.H. 90% の気中環境下に貯蔵されたコンクリートは、貯蔵期間の経過とともに重量減少するが、その値は小さく 1200 時間貯蔵時の重量減少で 1 %弱の値であった。

コンクリートの重量変化は、通常の場合、コンクリートに含まれている水量の変化によるものとされている。練り混ぜ時にコンクリート中に含まれていた水は、セメントの水和の進行とともに、異なる形態の水に変化する。これらの水の分類については、多くの見解が示されているが、セメントの水和物として結合される化学的結合水である非蒸発可能水 (non-evaporable water) と、硬化体中に存在するゲル水、吸着水、毛細管凝集水、付着水などの蒸発可能水 (evaporable water) とに大別されると考えてよい。そして、これらの水が、温度や相対湿度等の変化によって逸散したり吸収されたりし、これがコンクリートの重量変化に反映されることになる。

また、一般に、セメント硬化体の加熱による性状は、約 105°C で遊離水、ゲル水等の蒸発可能水を失い、約 250 ~ 350°C でアルミナ (Al_2O_3) や酸化第二鉄 (Fe_2O_3) を含む水和物が脱水し、カルシウムシリケート水和物の保有水分の大部分を失う。また、500 ~ 580°C では水酸化カルシウムも分解脱水され、850°C 付近で炭酸カルシウムが分解される、と言われている。^{8), 9)}

Fig. 4 に示した加熱環境下のコンクリートは、貯蔵期間 300 時間以降の重量減少をほとんど示さないことから、コンクリート中に含まれていた蒸発可能水は、ほとんど完全に失われたと考えてよいだろう。

蒸発可能水が全部失われたとした場合、重量減少がどの程度になるかを試算してみた。貯蔵時のセメントの水和率を 80%，化学的結合水量をセメント重量の 23% と仮定すると、⁵⁾

貯蔵前にコンクリート中に含まれていた水量は (1 m³ 当り) ,

練り混ぜ水量 175 kg (Table 6 より)

粗骨材の吸水量 $1012 \times \frac{0.48}{100} = 5 \text{ kg}$ (" , Table 2 より)

$$\text{細骨材の吸水量} \quad 783 \times \frac{2.8}{100} = 21 \text{ kg} \quad (\text{Table 2, Table 6 より})$$

計 201 kg/m^3

化学的結合水量は、

$$318 \times 0.8 \text{ (水和率)} \times 0.23 \text{ (化学的結合水率)} = 59 \text{ kg/m}^3 \text{ (Table 6 より)}$$

ゆえに、蒸発(可能)水量は、

$$201 - 59 = 142 \text{ kg/m}^3$$

貯蔵前のコンクリートの単位容積重量は、

$$175 + 318 + 783 + 1012 = 2288 \text{ kg/m}^3$$

ゆえに、貯蔵後の重量減少は、

$$\frac{142}{2288} \times 100 = 6.2\%$$

この重量減少の値は、Fig. 4 に示した加熱環境下に貯蔵したコンクリートの重量変化にほぼ一致する値である。

以上のことより、今回行なった実験条件の加熱環境下に貯蔵されたコンクリートは、その中に含まれていた蒸発可能水のほとんどが失われることがわかった。コンクリートの含水率は、コンクリートの強度・弾性係数・乾燥収縮等に大きく影響するものであるが、そのことについては次節以降で述べることにする。

また、そのような加熱環境下におかれた γ 線照射を受けたコンクリートの重量減少と、 γ 線照射を受けないコンクリートの重量減少に差がなかったことから、 γ 線照射がコンクリートの重量変化に及ぼす影響はほとんどないことも確認された。

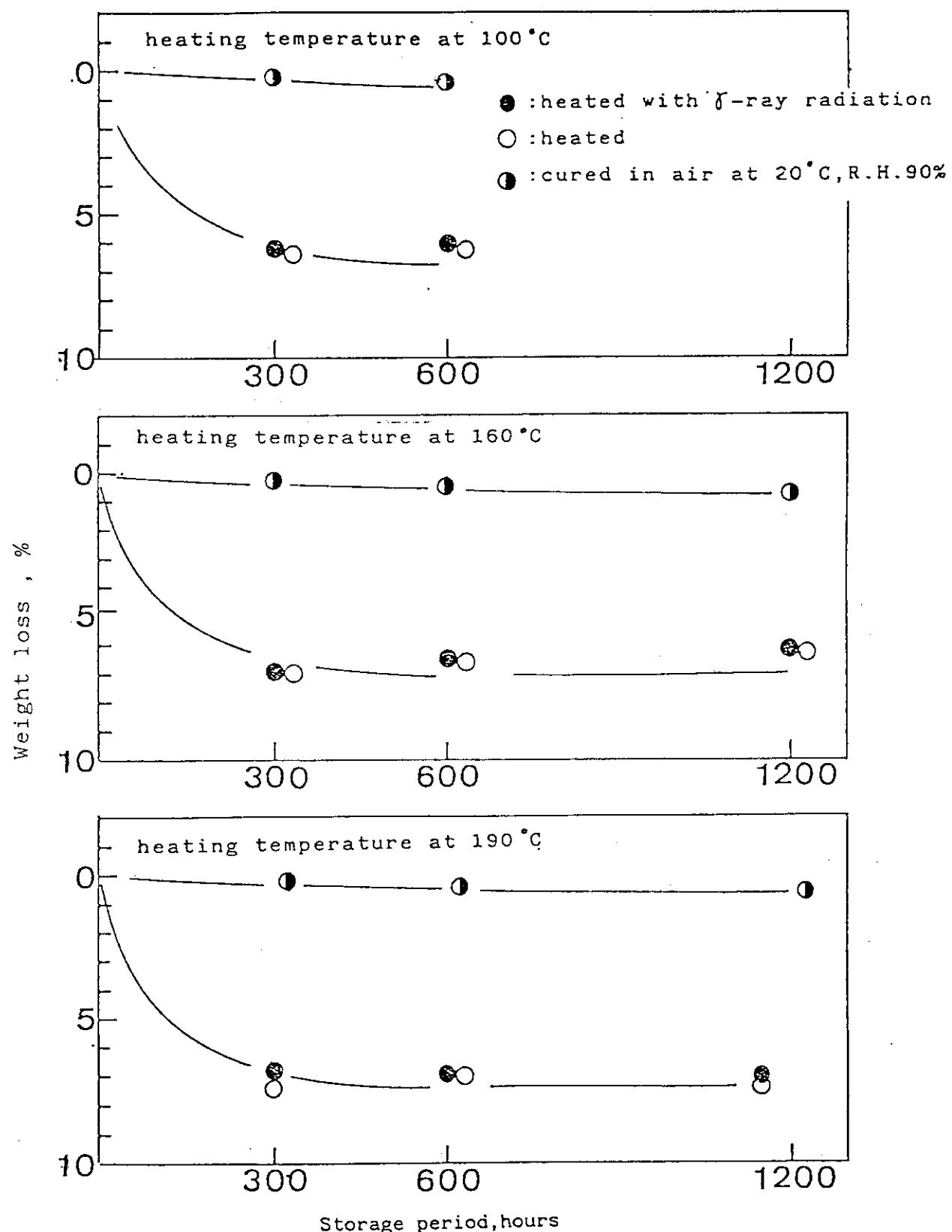


Fig. 4 Weight loss of various concrete

3.2 圧縮強度

各温度シリーズにおける環境条件と圧縮強度の関係を Fig. 5 に示す。

γ 線照射・加熱環境下のコンクリートの圧縮強度は、加熱温度が 100°C, および 160°C の場合、いずれの貯蔵期間においても基準値よりも若干低下を示すが、さほど大きな低下ではなく、160°C, 1200 時間の貯蔵さえも基準値の 90% の強度を保持している。しかし、加熱温度が 190°C になると、貯蔵期間の経過とともに強度が減少し、1200 時間貯蔵後の圧縮強度は、基準値の 80% 以下にまで低下した。

γ 線照射を受けない加熱環境下のコンクリートの圧縮強度は、 γ 線照射を受けたコンクリートの圧縮強度の性状とほとんど同様の傾向を示した。しかし、160°C, および 190°C の場合には、 γ 線照射を受けたコンクリートの圧縮強度を若干上回る値が得られており、この結果を γ 線照射の影響と解するか、あるいは測定結果のバラツキと解するのかを判断するのは難しく、そのため総合的な評価が必要となろう。

一方、気中環境下に貯蔵したコンクリートの圧縮強度は、貯蔵期間の経過にしたがって漸増しており、これはコンクリート中に含まれていた水と未水和のセメント粒子とが反応して水和¹⁾がさらに進んだことや、乾燥による影響が表われたものと思われる。

Fig. 6 は、加熱温度と圧縮強度の関係を示したものである。この図によると、100°C と 160°C との加熱温度の違いによる圧縮強度の相違はほとんどなく、またこの温度間での加熱期間の影響もあまり見られないが、190°C の場合には加熱期間によって強度が異なり、長期の加熱を受けるにしたがって、圧縮強度が低下するのが明白である。

加熱がコンクリートの圧縮強度に及ぼす影響については、今日までにも数多く報告されている^{10), 11), 12)}。それらによると、加熱を受けたコンクリートの圧縮強度は、加熱前のコンクリートの養生期間、コンクリートの調合、使用セメント等によって影響されるが、最も影響する因子は、コンクリートの組成の 7 割程度を占める骨材の性質であるとされている。

セメント硬化体と骨材の熱膨張を比較すると、セメント硬化体は 80~90°C まで膨張し、¹³⁾ 110~140°C 以上になると収縮するが、骨材は膨張を続ける。また、両者の膨張係数が異なることもあり、このような膨張係数の違いや異方性が、コンクリートに大きな内部応力を発生させ、セメントペースト-骨材間の付着を弱めたり破壊したりするようになり、コンクリートの圧縮強度を低下させる原因となっている。

一方、 γ 線照射がコンクリートの圧縮強度に及ぼす影響についての報告は極めて少ないが、照射線量が $3 \times 10^{11} \text{ R}$ 程度以上のオーダーになると、圧縮強度の低下が見られたという報告が行なわれている¹⁴⁾。

以上に述べたことを総合すると、今回行なった実験条件下でのコンクリートの圧縮強度は、加熱による影響が支配的であり、 γ 線照射による影響は、たとえあったにしても圧縮強度に大きく影響する程のものではないとみなしてよいと思われる。また、加熱によるコンクリートの強度低下は、最大 2 割強程度みられるので、コンクリートの調合強度を設計するときには、このような強度低下を考慮したものとする必要があろう。

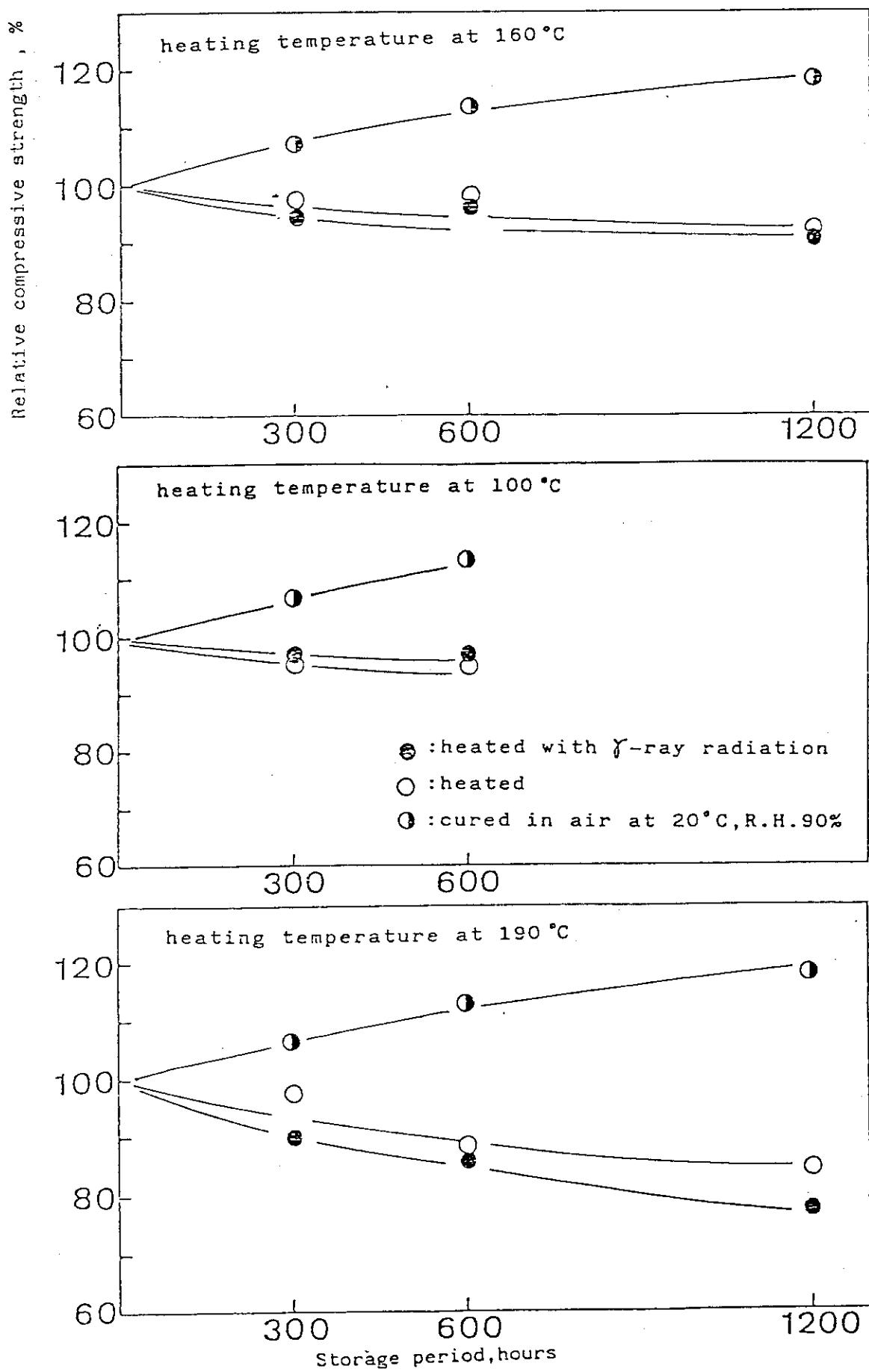


Fig. 5 Relative compressive strength of various concrete

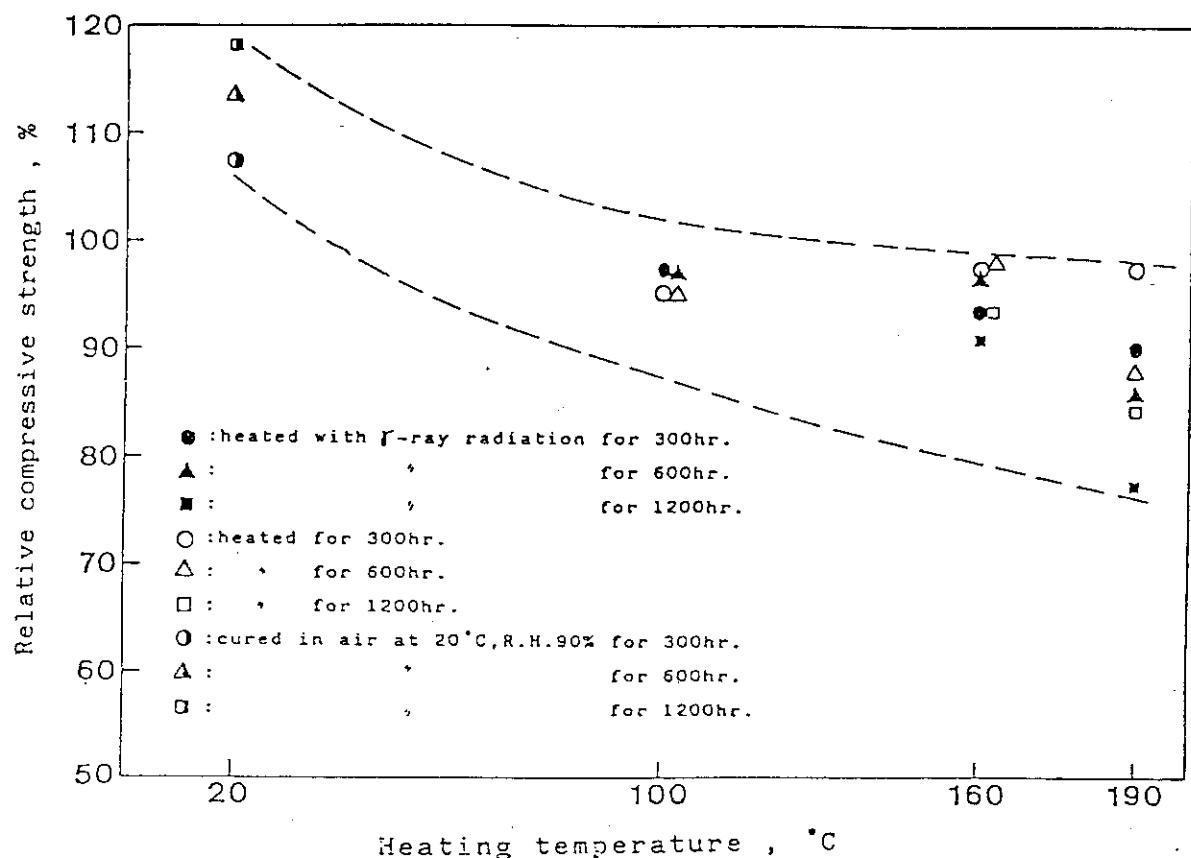


Fig. 6 Effect of heating temperature on compressive strength of concrete

3.3 弾性係数

各々の温度シリーズにおける環境条件と静弾性係数、および動弾性係数との関係を、それぞれ Fig. 7, Fig. 8 に示す。また、加熱温度とそれぞれの弾性係数との関係を Fig. 9, Fig. 10 に示す。

γ 線照射・加熱環境下および加熱のみの環境下に貯蔵されたコンクリートは、静弾性係数、動弾性係数のどちらにおいても、ほとんど同様な傾向を示した。すなわち、いずれの加熱温度においても、貯蔵期間 300 時間で弾性係数の急激な低下を示し、以後は横ばい状態となり安定した値を保持した。これを動弾性係数で見た場合、加熱温度が 100°C で基準値の 75%, 160°C で 65%, 190°C で 60% 強の値であり、加熱温度の上昇とともに動弾性係数の低下が現われる。

一般に、水を多量に含んだコンクリートの弾性係数は、コンクリートの細孔内に存在する水が 3 軸応力状態になるので乾燥コンクリートの弾性係数より大きい¹⁾。加熱はコンクリートの細孔内の水を逸出させてるので、加熱されたコンクリートの弾性係数はそれに応じて低下する。さらに、加熱によってコンクリートに内部ひびわれを発生させることも、弾性係数の低下に大きく寄与していると考えられる。

一方、気中環境下に貯蔵されたコンクリートは、材令の経過に伴なって、いずれの弾性係数も増大した。これは、水和が進行することによってコンクリートの内部組織が緻密化したためであろう。

Fig. 11 は、圧縮強度と静弾性係数の関係を示したものである。気中環境下のコンクリートは、日本建築学会、鉄筋コンクリート構造計算規準（RC 規準）に示された曲線にほぼ乗っており、一般に言われるような圧縮強度と静弾性係数との関係となっている。しかしながら、 γ 線照射・加熱環境下のコンクリートは、RC 規準の曲線の下側に位置している。言い換えると、加熱環境下に貯蔵されたコンクリートの静弾性係数の低下は、圧縮強度の低下よりも激しいということである。これは、前述したように、加熱によってコンクリートが乾燥し、コンクリート内の細孔水が逸散することによって弾性係数の減少をもたらすのに対して、圧縮強度は、乾燥によってその値を増大させることによるものだと思われる。しかしながら、加熱によって生じるコンクリート内部の微細ひびわれの進展によって、結果的には、圧縮強度も静弾性係数も低下することになる。

Fig. 12 は、160°C シリーズの各環境下における応力度-ひずみ度曲線を示したものであり、気中環境下のコンクリートに比べ、加熱環境下のコンクリートは、曲線の勾配（弾性係数の大きさを意味する）が相当小さいことが明白である。

最後に、前述の RC 規準では、鉄筋コンクリート構造物の「部材の算定」に際して用いるコンクリートの弾性係数は、 $1.4 \times 10^5 \text{ kg f/cm}^2$ という実際よりも低い値が採用されているが、これはクリープによる弾性係数の低下を考慮したものである。Fig. 11 に示した加熱環境下のコンクリートの弾性係数は、いずれもこの RC 規準の値以上にはなっているが、クリープの影響をかんがみると、この値よりも小さくなる可能性があるので、これを考慮した設計を行なう必要があろうし、また梁やスラブの設計においては、たわみに対する配慮も必要であろう。

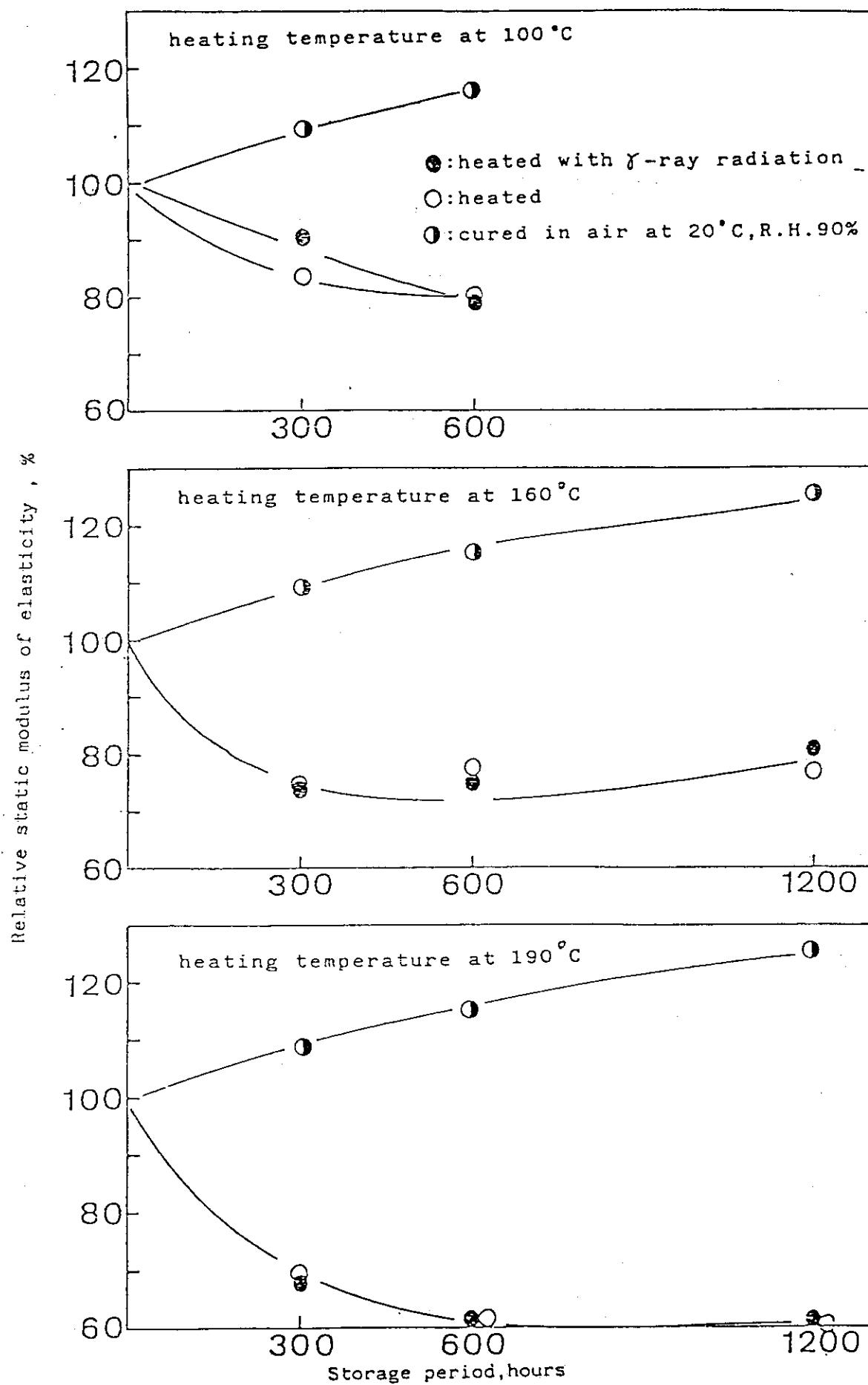


Fig. 7 Relative static modulus of elasticity of various concrete

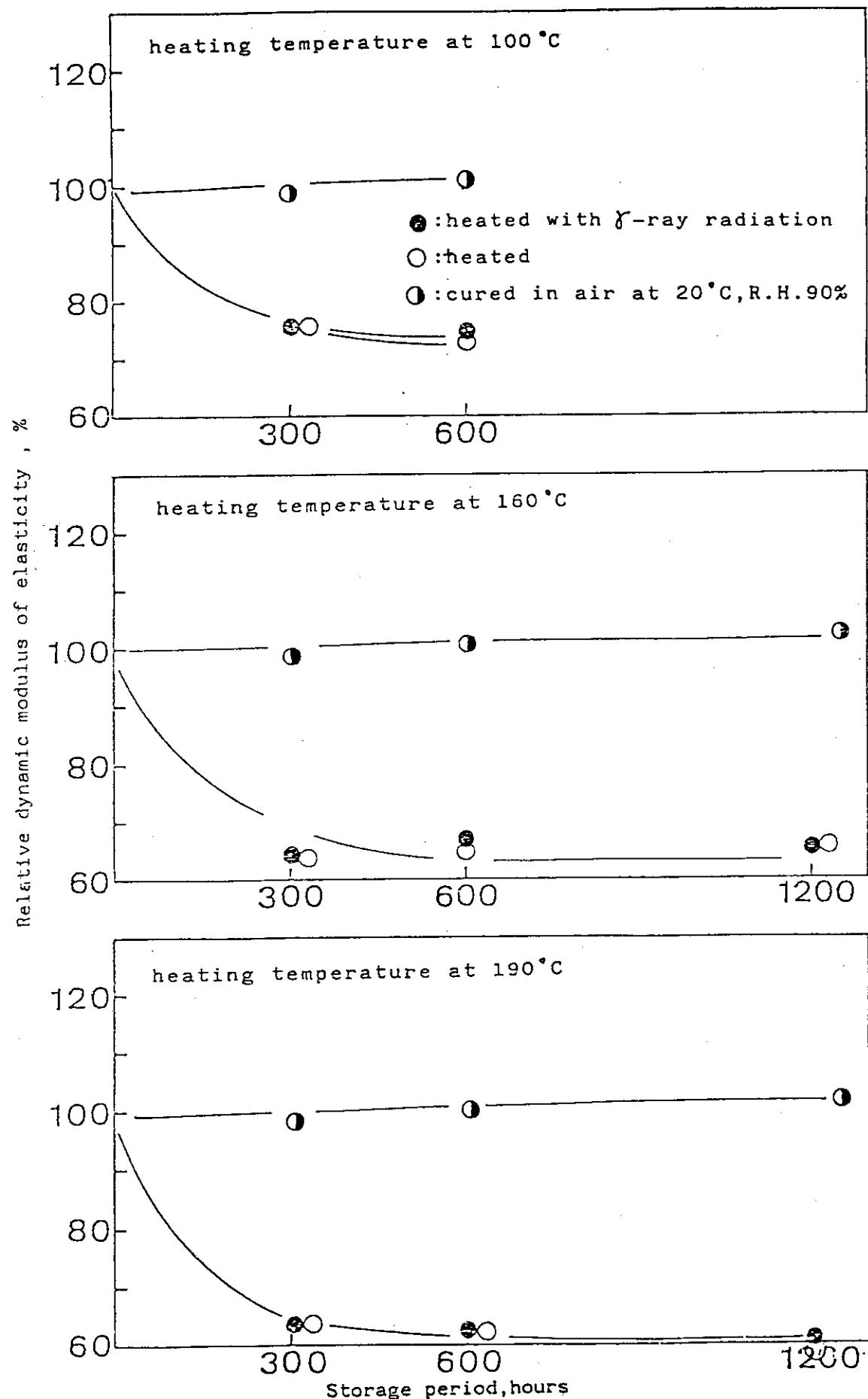


Fig. 8 Relative dynamic modulus of elasticity of various concrete

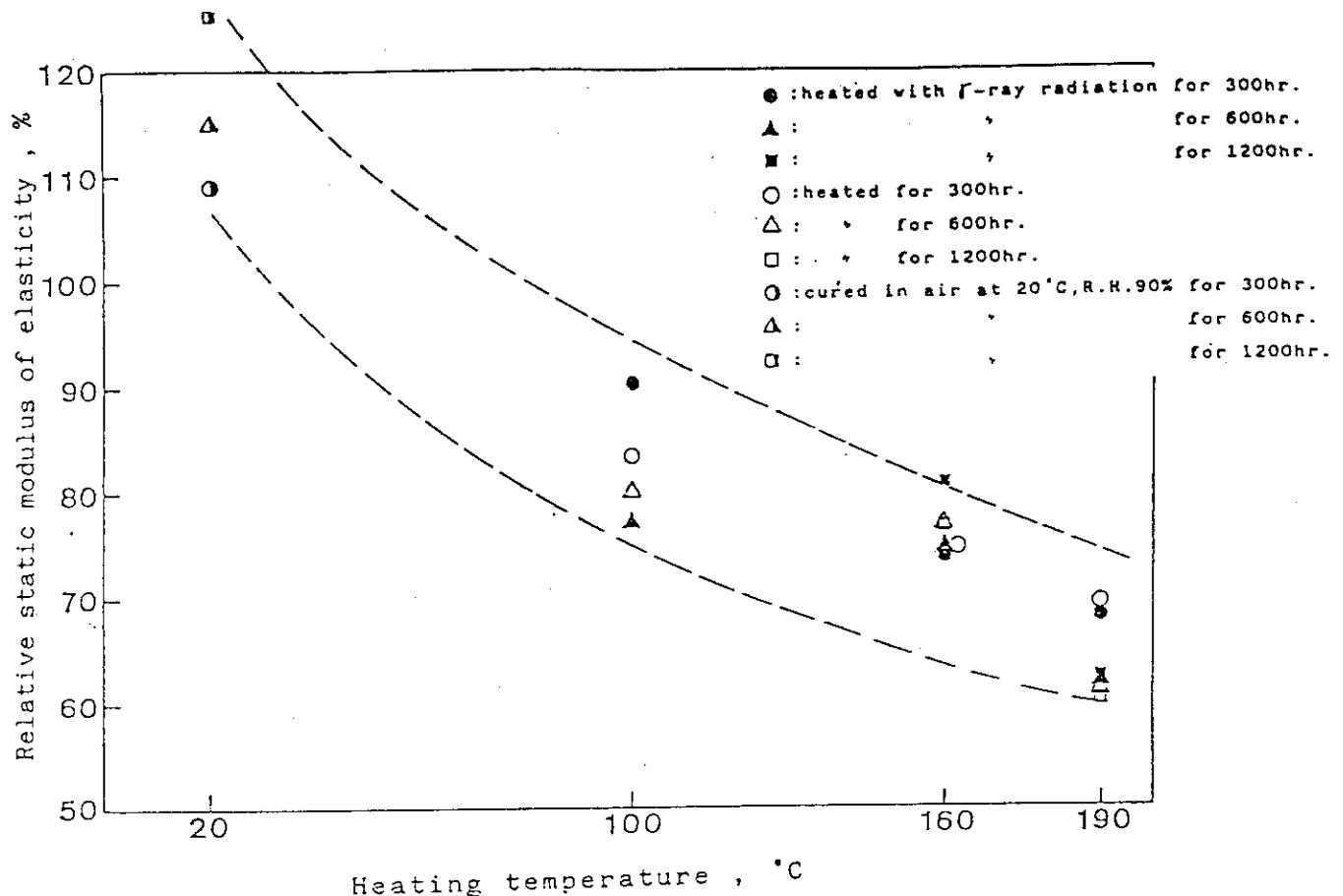


Fig. 9 Effect of heating temperature on static modulus of elasticity

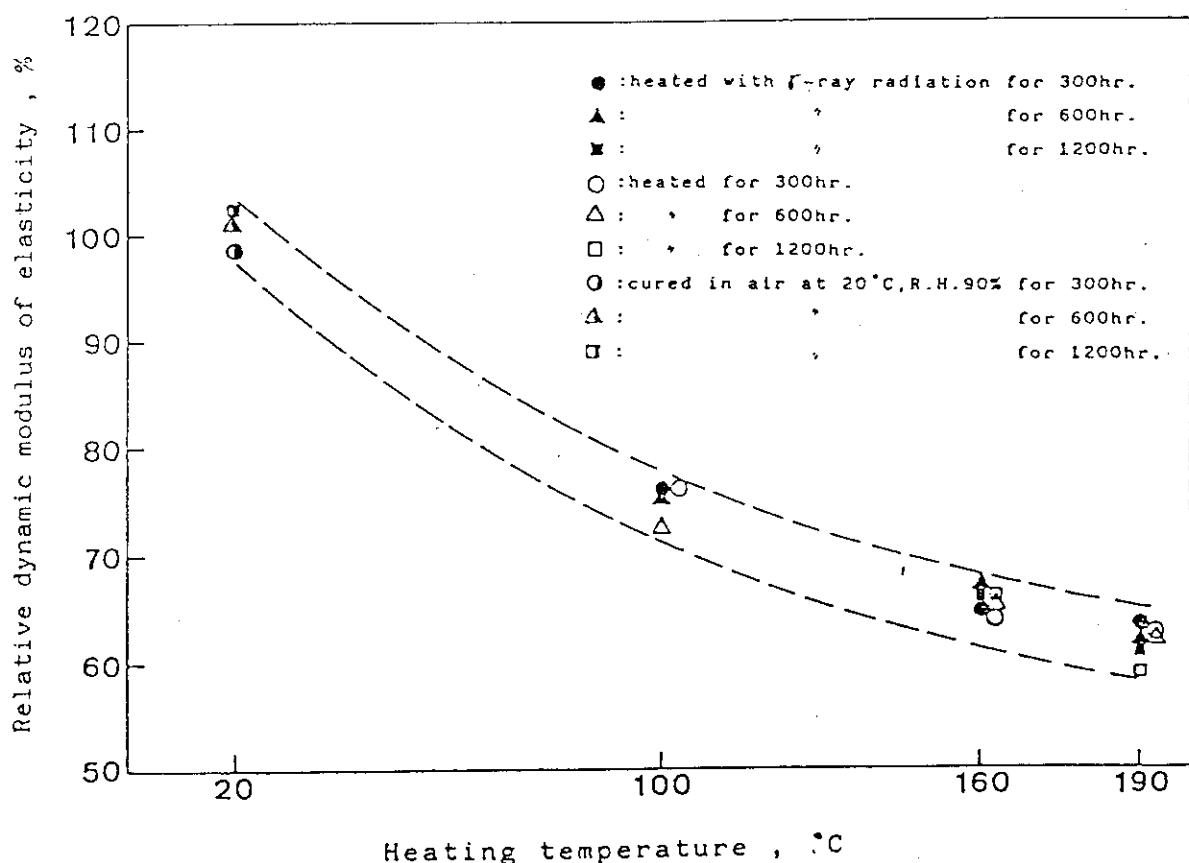


Fig. 10 Effect of heating temperature on dynamic modulus of elasticity

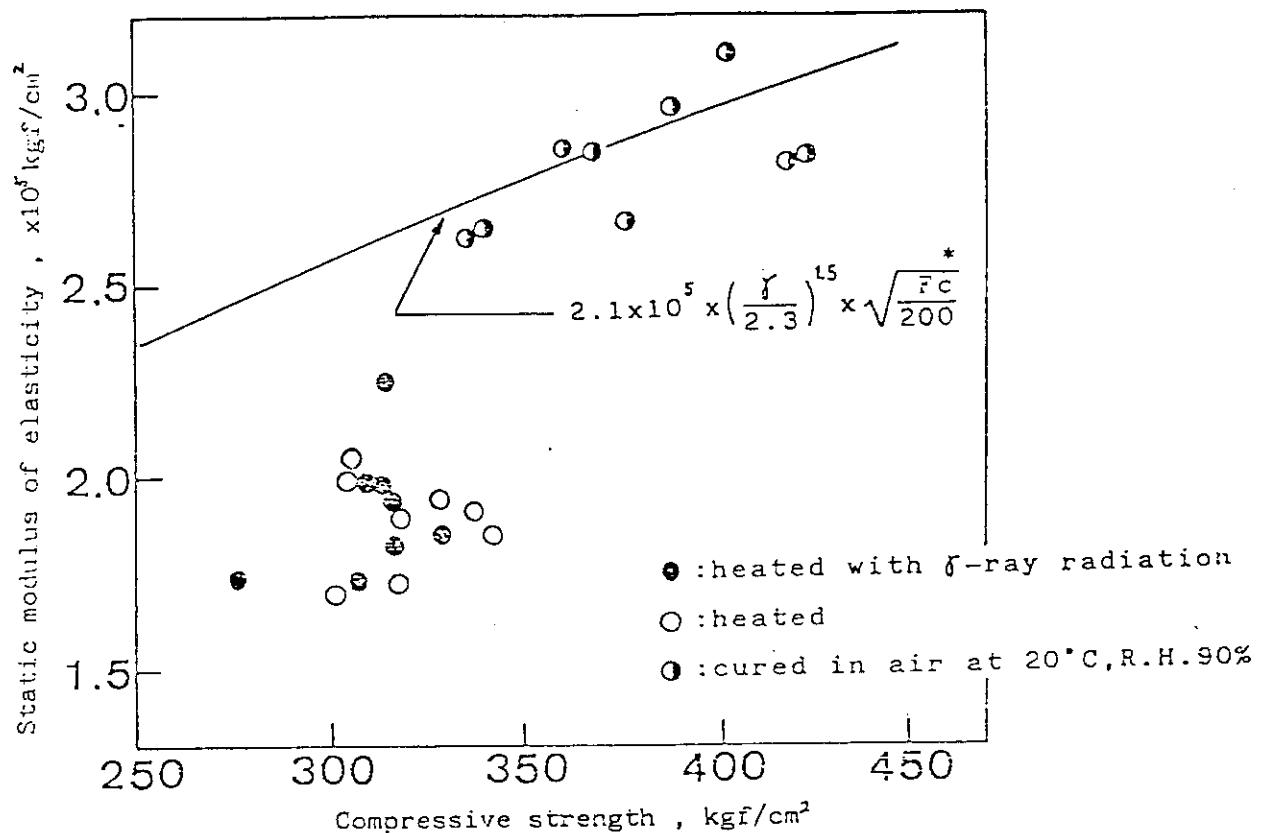


Fig.11 Relationship between compressive strength and static modulus elasticity

* Curve indicated in the specification of reinforced concrete structure

γ : Weight of concrete per unit volume (t/m^3) = 2.3
 F_c : Allowable unit stress (kgf/cm^2)

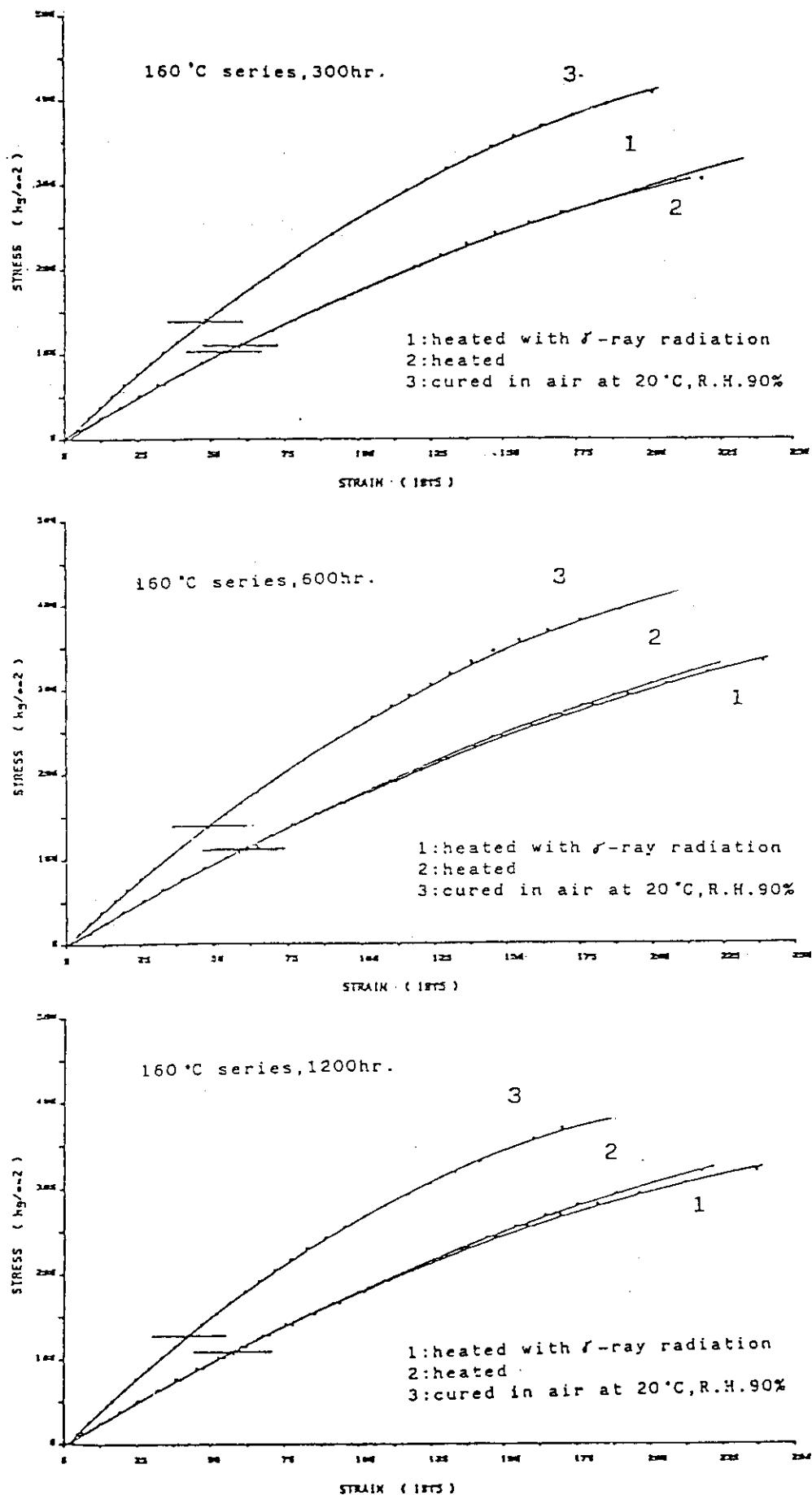


Fig.12 Stress - strain relationship

3.4 ポアソン比

各々の温度シリーズにおける環境条件とポアソン比との関係を Fig.13 に示す。

各々の温度シリーズに共通して言えることであるが、いずれの環境下のコンクリートも、ポアソン比が基準値に比べて低下する傾向にあるが、環境条件や貯蔵期間の相違による明確な違いはなかった。

コンクリートのポアソン比は、構造物の設計において用いられるることはほとんどなく、また何らかの場合に用いられるにしても、通常 $\frac{1}{6}$ という値が採用されるのが一般である。今回行った実験で得られたポアソン比は、ここには示さなかったが、いずれも $\frac{1}{6}$ 前後の値であったので、ポアソン比については特に配慮する必要はないと思われる。

3.5 寸 法

各々の温度シリーズにおける環境条件と寸法変化との関係を Fig.14 に示す。

γ 線照射・加熱環境下のコンクリートは、いずれの加熱温度においても貯蔵 300 時間で $6 \sim 7 \times 10^{-4}$ 程度収縮するが、以後の長さ変化は一定であり、その値を保ったままであった。この現象は、 γ 線照射を受けない加熱環境下のコンクリートにおいても同様に見られ、収縮量もほぼ同程度であった。

さらに、 γ 線照射・加熱環境下のコンクリートにおいては、 γ 線の照射面 (Fig. 3 の 1 方向) とその背面 (Fig. 3 の 3 方向) との収縮量の差がほとんどなく、上述したことを総合すると、本実験の範囲内の γ 線照射がコンクリートの長さ変化に及ぼす影響はほとんどないと判断される。

コンクリートの収縮量は、ひびわれの発生と関係するので重要なものであり、ひびわれ対策として用いるコンクリートの収縮量の標準値は、JIS A 1129 に従って測定したとき 6×10^{-4} 以下とされている。¹⁵⁾ したがって、今回の実験で得られた $6 \sim 7 \times 10^{-4}$ 程度の収縮量は、部材断面が小さいことを考慮すると、標準値に近い値といえよう。

コンクリートの収縮機構については、種々の見解が示されているが、収縮現象がコンクリート内に存在する水の逸散にかかわりがあるという考え方では、意見の一一致をみている。したがって、このような加熱環境下に置かれたコンクリートの、貯蔵 300 時間以降の長さ変化が見られないという現象は、先に 3.1 で述べた。加熱環境下のコンクリートは貯蔵 300 時間でコンクリート内に存在した蒸発可能水をほぼ完全に逸散したという推察を裏付けるものである。

一方、気中環境下のコンクリートは、コンクリート内を水が移動する速度（水の拡散速度）が遅いため、貯蔵期間の経過にしたがって収縮量が増大した。しかし、環境雰囲気の相対湿度が 90% と高いため、逸散水量も少なく、収縮量も 1200 時間の貯蔵で 2×10^{-4} 弱という低い値であった。

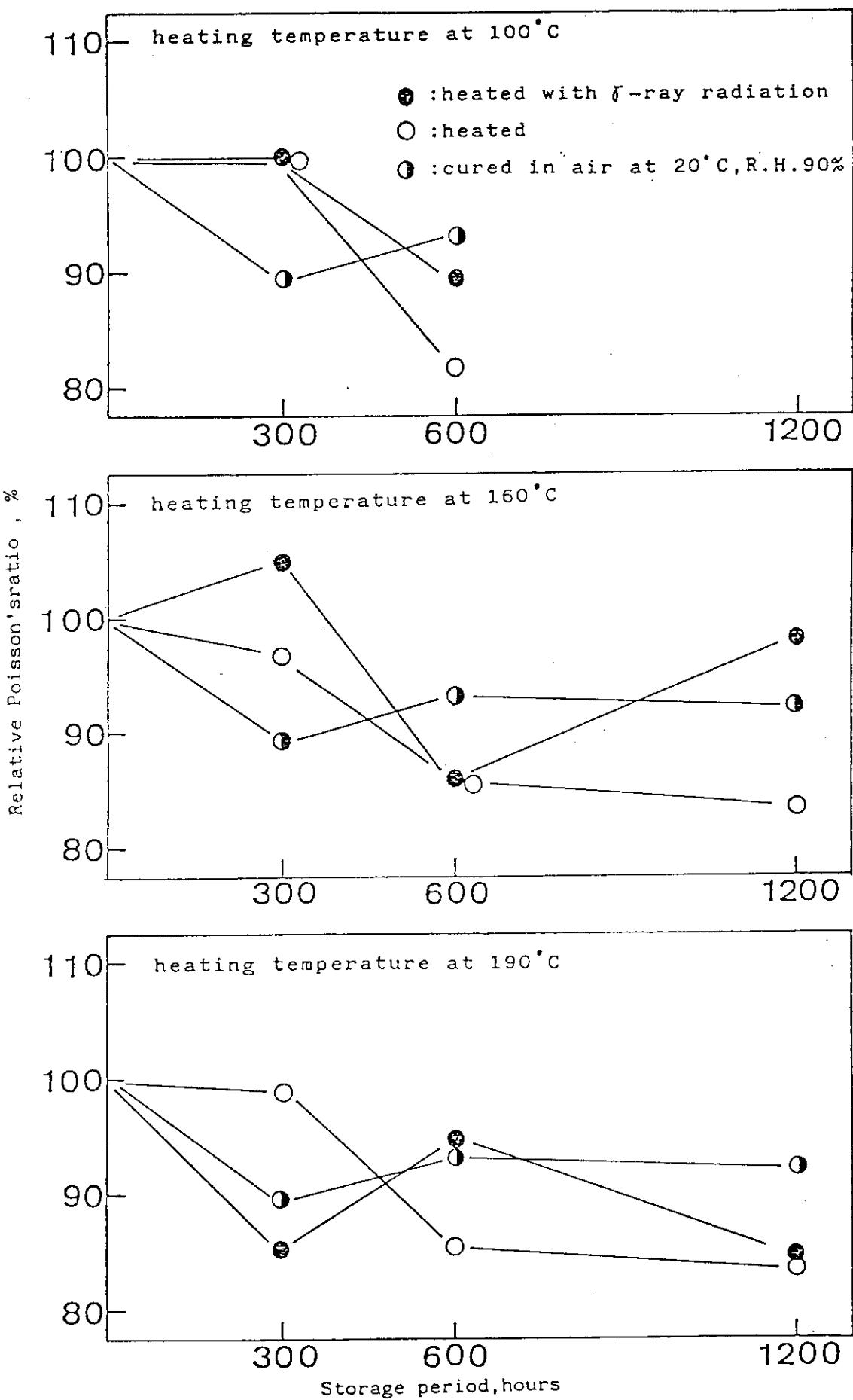


Fig. 13 Relative Poisson's ratio of various concrete

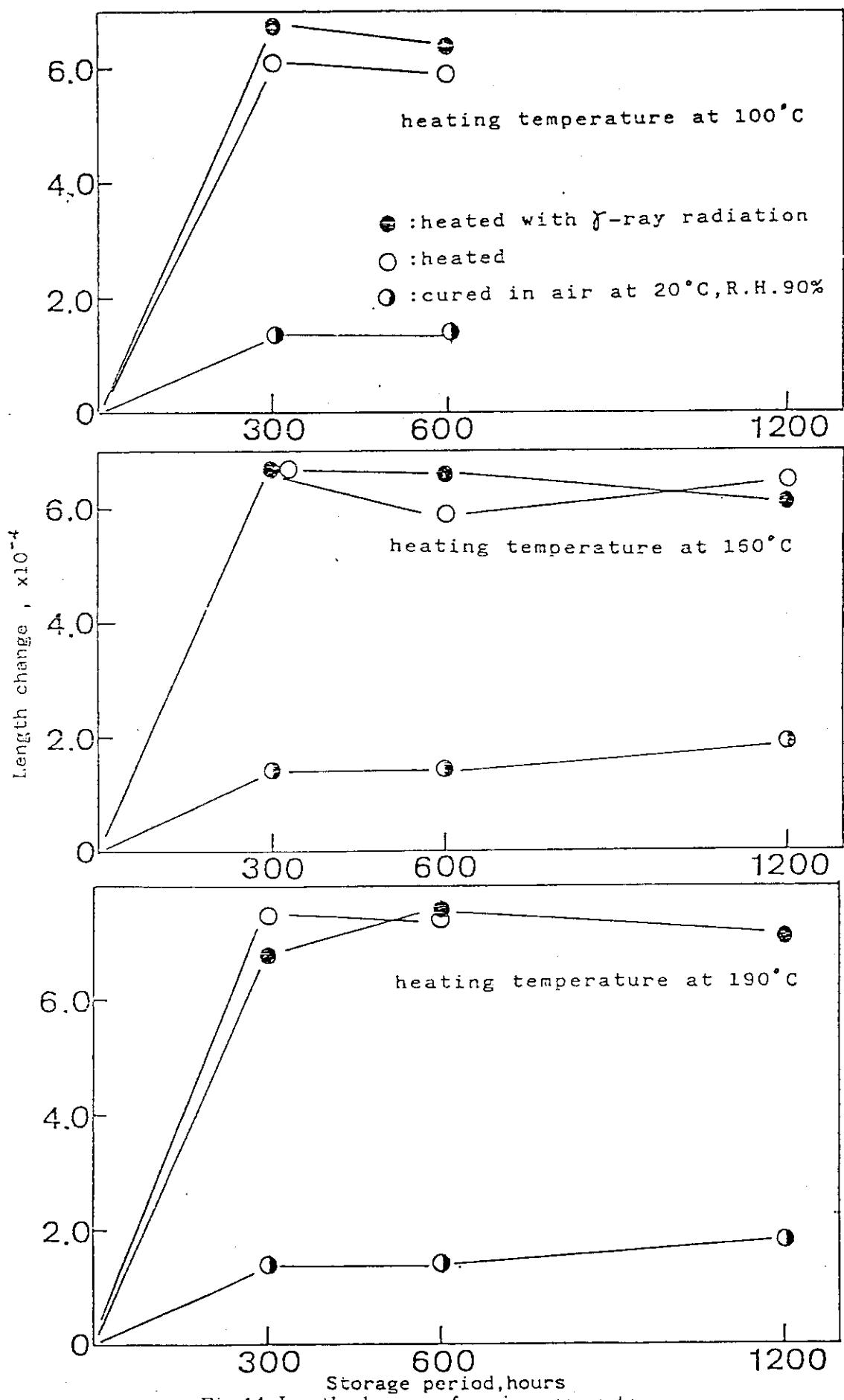
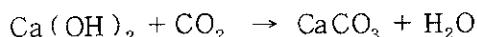


Fig. 14 Length changes of various concrete

3.6 中 性 化

Photo. 6は、100°Cシリーズ、貯蔵期間600時間の中性化深さを、またPhoto. 7は、190°Cシリーズ、貯蔵期間600時間の中性化深さを示したものである。

硬化した新しいコンクリートは、セメントの水和物であるCa(OH)₂のためにP.H.12.5程度の強アルカリを呈するためフェノールフタレイン溶液を噴霧すると赤く変色する。しかし、年月が経過するにしたがって、コンクリートは表面から空気中の炭酸ガスの作用を受けアルカリ性を消失して中性化していく。



コンクリートが中性化すれば、コンクリート中の鉄筋は保護条件がくずれて発錆する可能性が高くなる。さらに、鉄筋に錆が発生すると、このときの膨張圧によってコンクリートが破壊されることもありうる。したがって、コンクリートの中性化は、鉄筋の発錆の問題のみならず、構造物の寿命にもかかわる重要な問題である。

コンクリートの中性化は、通常フェノールフタレイン法によって測定されている。しかし、フェノールフタレイン法による中性化の測定は、通常の場合有効であるが、加熱を受けたコンクリートのように、内部に自由水がほとんど存在しない場合には、Ca(OH)₂の電解が起きないので呈色がうまく生じにくい。今回の実験においても、加熱を受けたコンクリートにおいては、フェノールフタレインを噴霧しても呈色域と非呈色域との識別がつけ難く、そのため、コンクリート破断面に予め霧吹きで水分を与える電解を起させた後、フェノールフタレイン溶液を噴霧してみた。(Photo. 7)

Photo. 6およびPhoto. 7より、中性化深さは、いずれのコンクリートも表面から1mm程度でありほとんど中性化が進行していないようにみられる。しかし、予め水分を与えることによって、OH⁻イオンが破断面全体に行きわたったことも考えられるので、190°Cシリーズ、1200時間貯蔵コンクリートについて、X線回析、示差熱分析(DTA)および走査型電子顕微鏡(SEM)による写真撮影を行ない、中性化の程度を調べてみた。

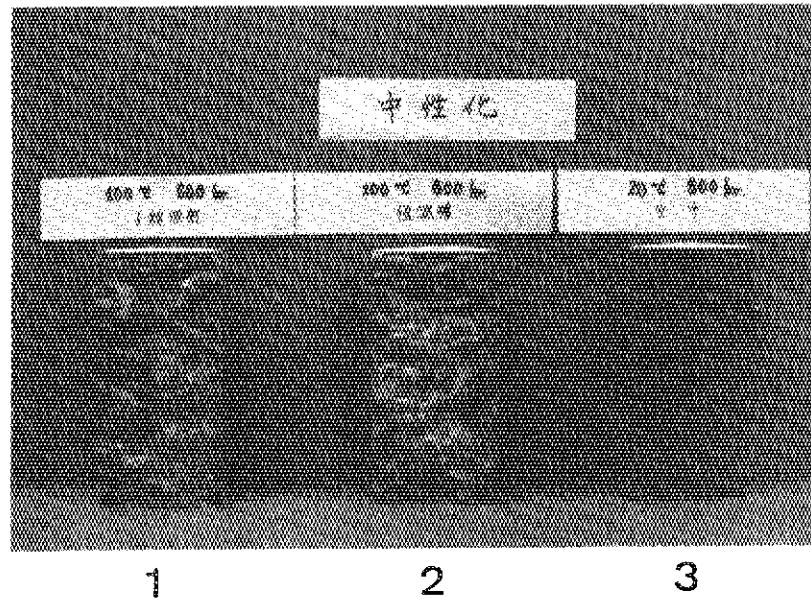
試料は、各環境下のコンクリートについて、表面から1~5mmのモルタル部分を採取したものであり、γ線照射・加熱環境下のコンクリートは、線源に近い部分のものである。

Fig.15は、X線回折結果を示したものであるが、各試料ともCa(OH)₂のピークが存在し、CaCO₃(2θ=29.4°)のピークはなく、中性化していないことがわかる。γ線照射・加熱環境下のコンクリート、およびγ線を受けない加熱環境下のコンクリートにおいては、水和に必要な水分がないために、未水和のセメント粒子が存在していた。また、両環境下における相違は認められなかった。

Fig.16は、DTA曲線を示したものであるが、Ca(OH)₂の脱水による吸熱ピーク(500°C付近)は現われているが、CaCO₃の脱炭酸による吸熱ピーク(850°C付近)は現われておらず、いずれのコンクリートも中性化していないことがわかる。また、γ線照射・加熱環境下と加熱のみの環境下の試料については、両者の相違は認められないが、100°C付近において脱水ピークが存在するのは、室温まで降温させて、測定するまでに空気中の水分を若干吸着したものと考えられる。

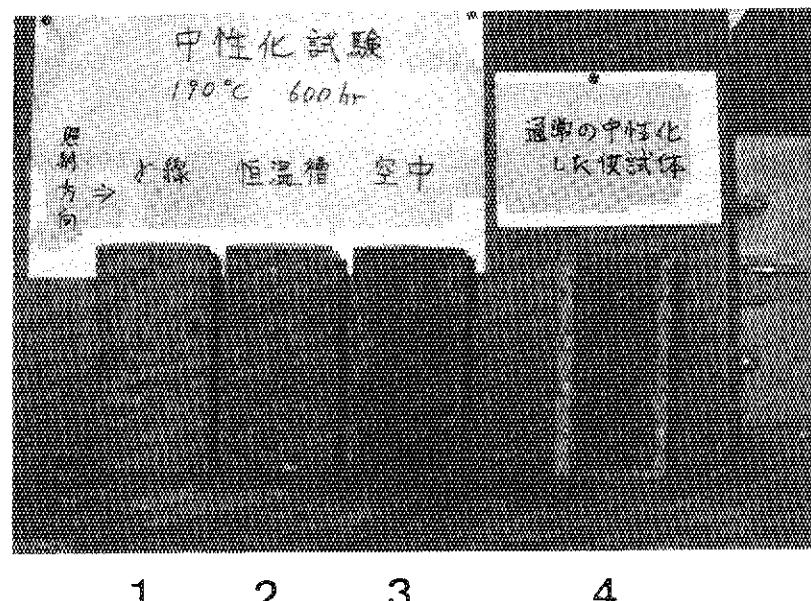
Photo.8～10に示したSEM写真によれば、形はくずれているものの、写真中央部にある六角板層状結晶が Ca(OH)_2 である。また、両加熱環境下の試料は、気中環境下のものに比べて、脱水により、より微細な構造となっている。

以上、X線回折、DTA、SEMによる写真から判断して、いずれの環境下のコンクリートも、表面から1～5mmの範囲では中性化していないと考えられる。



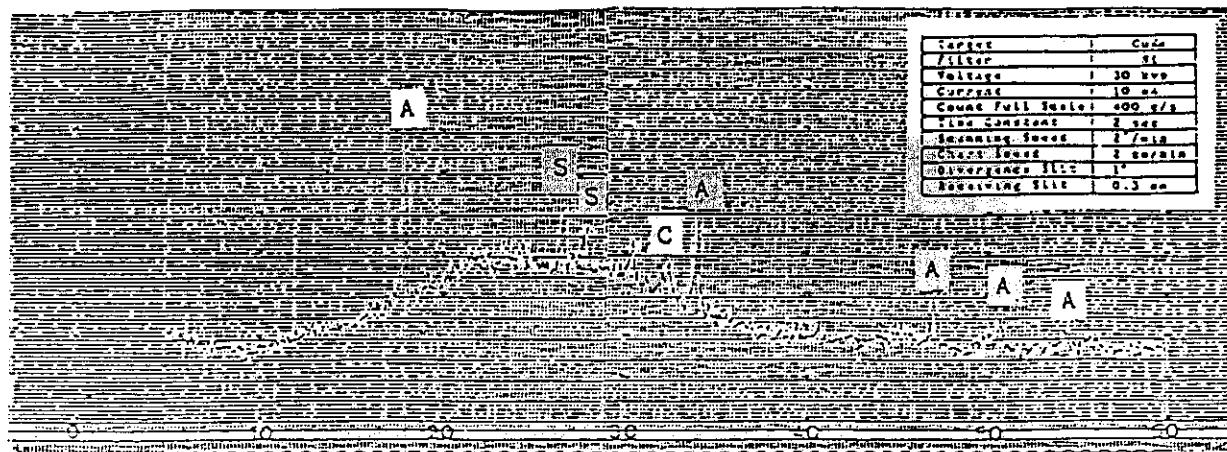
- 1:Heated at 100 °C with γ -ray radiation
2:Heated at 100 °C
3:Cured in air at 20 °C, R.H.90%

Photo. 6 Carbonation depth of various specimens

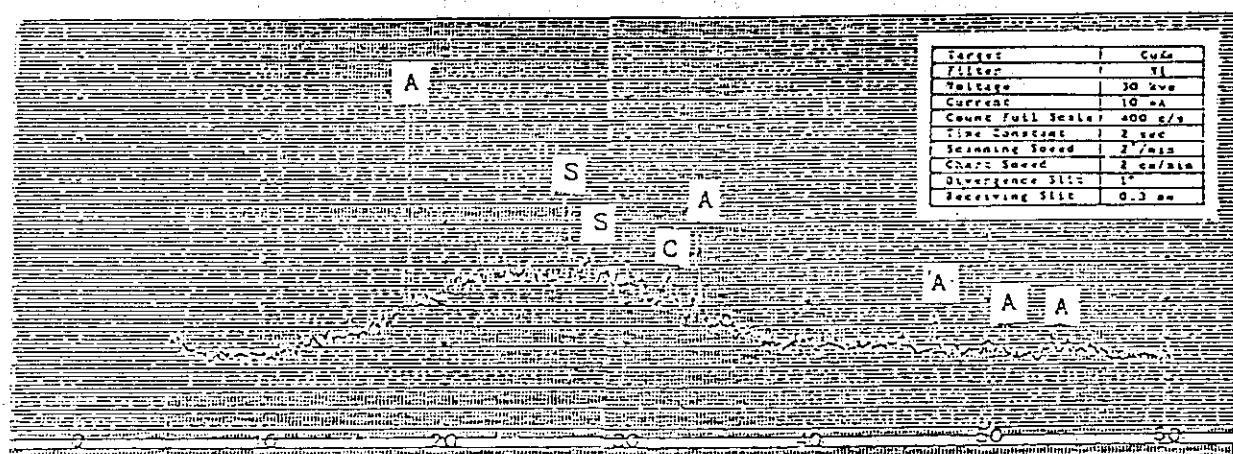


- 1:Heated at 190 °C with γ -ray radiation
2:Heated at 190 °C
3:Cured in air at 20 °C, R.H.90%
4:Cured in air at 20 °C, R.H.60% for several years

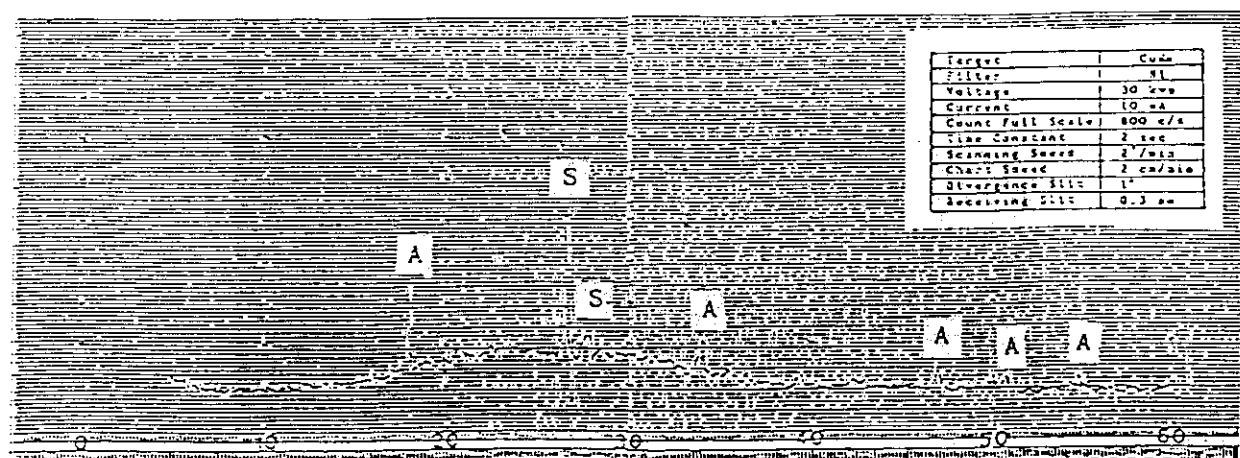
Photo. 7 Carbonation depth of various specimens



heated at 190°C with γ -ray radiation for 1200 hr.



heated at 190°C for 1200 hr.



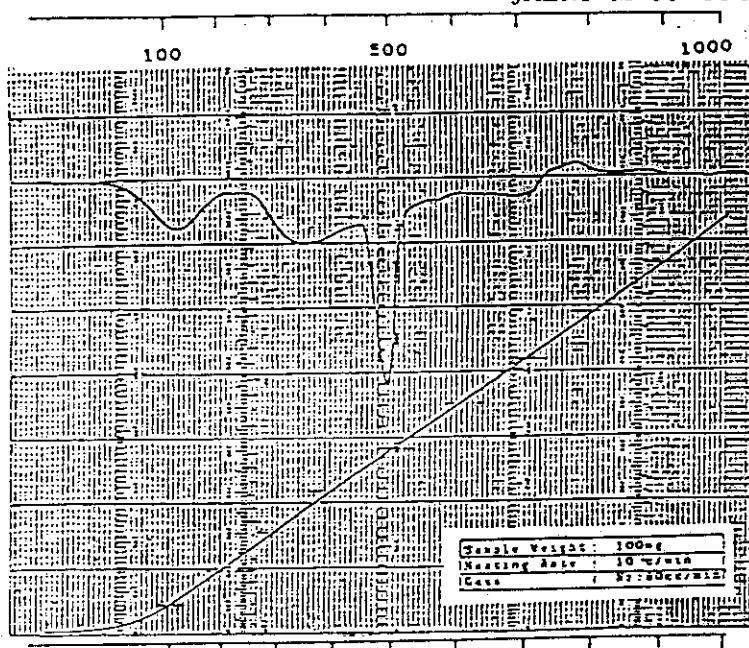
cured in air at 20°C, R.H. 90% for 1200 hr.

A:Ca(OH)₂

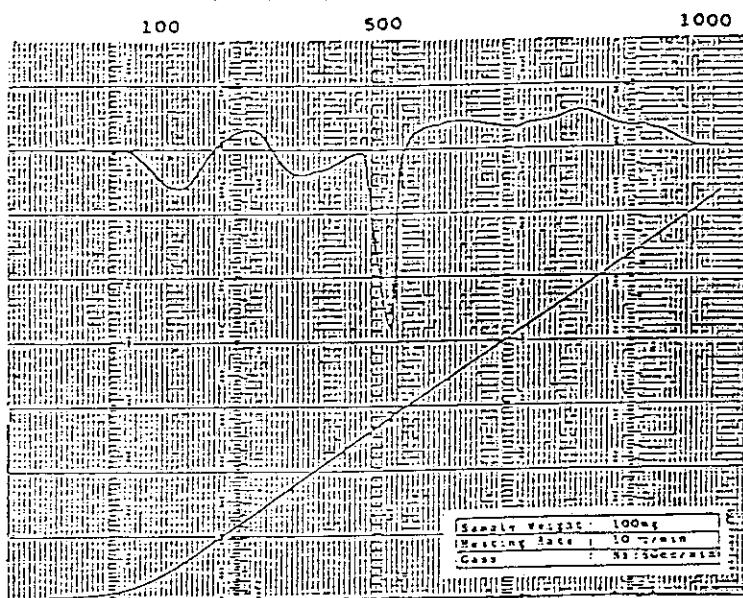
C:Unhydrated Cement

S:Sand

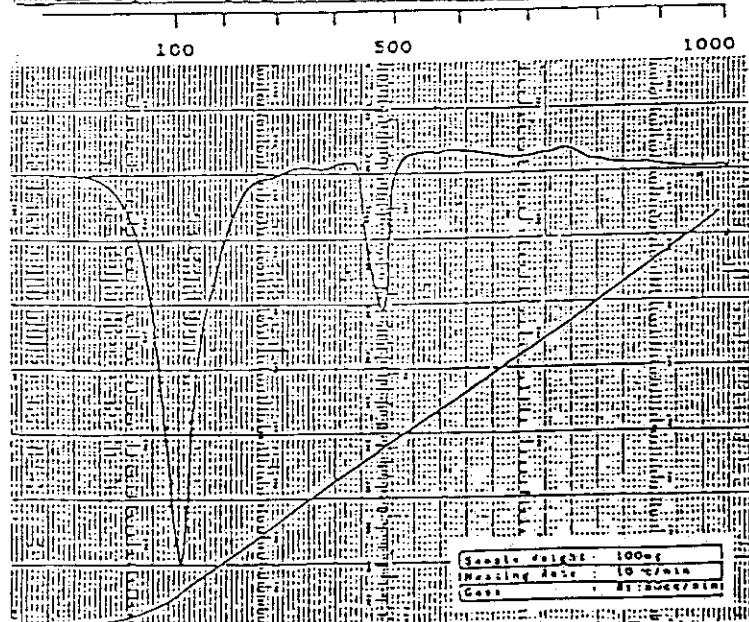
Fig.15 X-ray diffraction curves of various concrete



heated at 190°C with γ -ray
radiation for 1200 hr.



heated at 190°C for 1200 hr.



cured in air at 20°C, R.H. 90%
for 1200 hr.

Fig.16 Differential thermal analysis (DTA) curves of various concrete

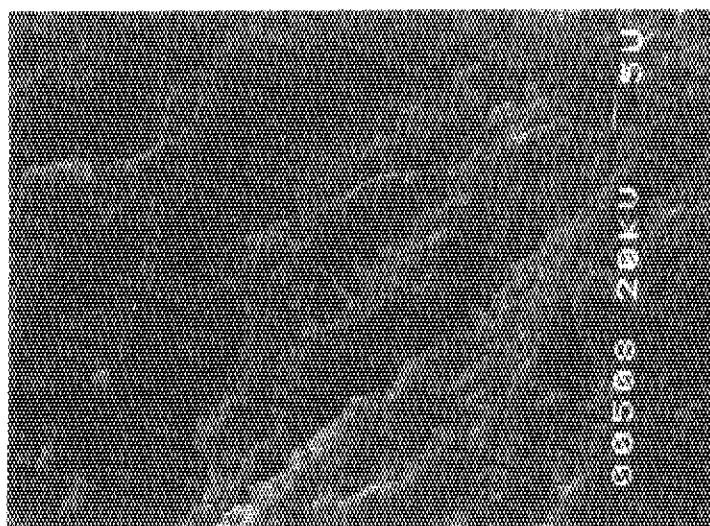


Photo.10

Mortar part near surface
of concrete cured in air
at 20°C, R.H. 90%
(by SEM, x1000)

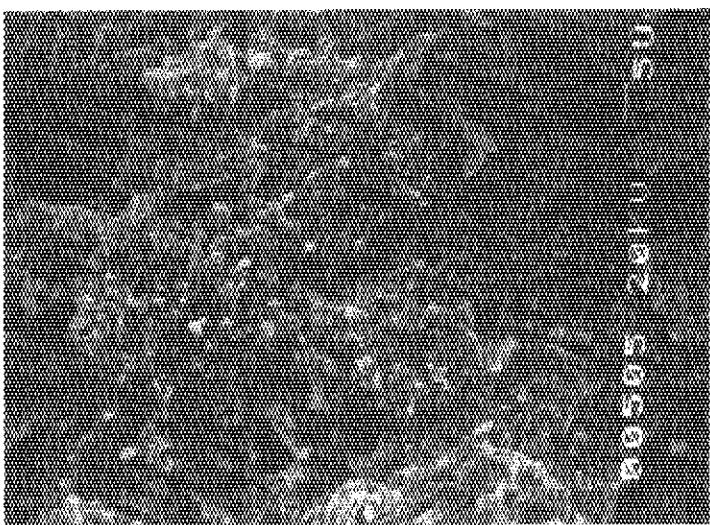


Photo.9

Mortar part near surface
of concrete heated at 190°C
(by SEM, x1000)

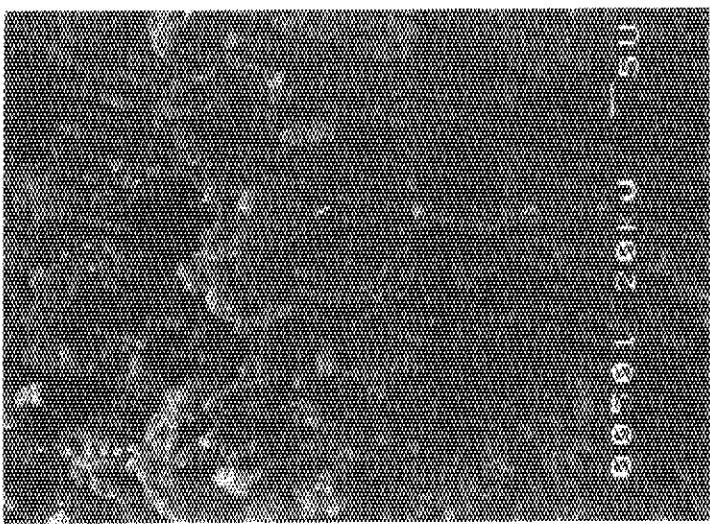


Photo.8

Mortar part near surface
of concrete heated at 190°C
with γ -ray radiation
(by SEM, x1000)

4. 結 論

所定の期間養生したコンクリートを、① γ 線照射・加熱環境、②加熱環境、および③気中環境の異なる3種類の環境下に加熱温度を変えて(100°C, 160°C, および190°C)所定の期間(300時間, 600時間, および1200時間)貯蔵した後、重量、圧縮強度、弾性係数、ポアソン比、寸法、および中性化の各種の物性を調べる実験を行なった。その結果、本実験の範囲内で得られた結論を要約すると、以下のようなである。

- 1) 重量変化においては、上記①および②の環境下のコンクリートは、ほぼ同じような傾向であり、貯蔵300時間で6~7%の重量減少を示すが、以後の重量変化はほとんどない。また、これらのコンクリートは、貯蔵300時間で貯蔵前にコンクリート内に存在した蒸発可能水をほぼ完全に逸散したと考えられる。一方、上記③のコンクリートは、貯蔵期間の経過にしたがって若干の重量減少を示した。
- 2) 圧縮強度においては、上記①および②のコンクリートは、加熱温度の上昇とともに強度低下をきたし、その低下の程度は前者の方が若干大きい。しかし、 γ 線照射によるより加熱による影響の方が支配的である。一方、③のコンクリートは、貯蔵期間の経過とともに漸増した。
- 3) 弾性係数においては、上記①および②のコンクリートは、ほぼ同じような傾向であり、貯蔵300時間で急激な低下を示すが、以後の弾性係数の変化はほとんどない。また、加熱温度の上昇とともに弾性係数の低下が大きくなり、190°Cの加熱温度を受けると加熱前の弾性係数の60%にまで低下した。一方、上記③のコンクリートは、貯蔵期間の経過にしたがって漸増した。
- 4) ポアソン比においては、環境条件の違いによる明確な傾向はなかった。
- 5) 長さ変化においては、上記①および②のコンクリートは、ほとんど同じような傾向であり、いずれの加熱温度においても貯蔵300時間で $6\sim7\times10^{-4}$ 程度の収縮量を示すが、以後の長さ変化は見られない。一方、上記③のコンクリートは、貯蔵期間の経過にしたがって除々に収縮するが、その値は小さかった。
- 6) 中性化においては、いずれの環境下においても中性化深さは小さく(表面から1mm程度)ほとんど進行していないと思われる。
- 7) 上記1)~6)の結論から、最大 1.0×10^9 R程度のオーダーの範囲内における γ 線照射がコンクリートの諸物性に及ぼす影響はほとんどないと考えられる。しかし、コンクリートは、加熱によって大きく影響し、特に弾性係数の低下が顕著である。

5. あ と が き

本研究は、高レベル廃棄物ガラス固化体の中間貯蔵施設の建設材料として使用されるコンク

4. 結 論

所定の期間養生したコンクリートを、① γ 線照射・加熱環境、②加熱環境、および③気中環境の異なる3種類の環境下に加熱温度を変えて(100°C, 160°C, および190°C)所定の期間(300時間, 600時間, および1200時間)貯蔵した後、重量、圧縮強度、弾性係数、ポアソン比、寸法、および中性化の各種の物性を調べる実験を行なった。その結果、本実験の範囲内で得られた結論を要約すると、以下のようなである。

- 1) 重量変化においては、上記①および②の環境下のコンクリートは、ほぼ同じような傾向であり、貯蔵300時間で6~7%の重量減少を示すが、以後の重量変化はほとんどない。また、これらのコンクリートは、貯蔵300時間で貯蔵前にコンクリート内に存在した蒸発可能水をほぼ完全に逸散したと考えられる。一方、上記③のコンクリートは、貯蔵期間の経過にしたがって若干の重量減少を示した。
- 2) 圧縮強度においては、上記①および②のコンクリートは、加熱温度の上昇とともに強度低下をきたし、その低下の程度は前者の方が若干大きい。しかし、 γ 線照射によるより加熱による影響の方が支配的である。一方、③のコンクリートは、貯蔵期間の経過とともに漸増した。
- 3) 弾性係数においては、上記①および②のコンクリートは、ほぼ同じような傾向であり、貯蔵300時間で急激な低下を示すが、以後の弾性係数の変化はほとんどない。また、加熱温度の上昇とともに弾性係数の低下が大きくなり、190°Cの加熱温度を受けると加熱前の弾性係数の60%にまで低下した。一方、上記③のコンクリートは、貯蔵期間の経過にしたがって漸増した。
- 4) ポアソン比においては、環境条件の違いによる明確な傾向はなかった。
- 5) 長さ変化においては、上記①および②のコンクリートは、ほとんど同じような傾向であり、いずれの加熱温度においても貯蔵300時間で $6\sim7\times10^{-4}$ 程度の収縮量を示すが、以後の長さ変化は見られない。一方、上記③のコンクリートは、貯蔵期間の経過にしたがって除々に収縮するが、その値は小さかった。
- 6) 中性化においては、いずれの環境下においても中性化深さは小さく(表面から1mm程度)ほとんど進行していないと思われる。
- 7) 上記1)~6)の結論から、最大 1.0×10^9 R程度のオーダーの範囲内における γ 線照射がコンクリートの諸物性に及ぼす影響はほとんどないと考えられる。しかし、コンクリートは、加熱によって大きく影響し、特に弾性係数の低下が顕著である。

5. あ と が き

本研究は、高レベル廃棄物ガラス固化体の中間貯蔵施設の建設材料として使用されるコンク

リートが、 γ 線の照射を受けた場合にどのような挙動を示すのかという点に着目し、貯蔵施設の健全性を評価するための基礎資料を得る目的で、日本原子力研究所と住友セメント(株)が昭和56-57年にかけて共同研究を実施した。

そして、ここで得られた結果によれば、コンクリートの諸物性は、 γ 線照射による影響よりはむしろ加熱による影響の方が支配的であるという結論を得るに至った。このことは、コンクリートの耐熱性という問題が研究課題であるという認識を与えるとともに、 γ 線照射量を更に増した場合に、コンクリートの挙動がどのようになるかという新たな問題を提示するものもある。なぜならば、特に後者の問題は、本文中にも示したように、実際の施設をモデリングしたときにコンクリートが受ける γ 線照射量と、今回行なった実験における γ 線照射線量が1オーダー異なるからである。

そこで、長期の γ 線照射がコンクリートの挙動に及ぼす影響について、今後検討するつもりである。また、コンクリートの耐熱性についても、今後鋭意努力し、問題を解決せねばならないと思われる。

謝 辞

本研究を実施するに当り、激励と御助力をいただいた環境安全研究部 今井和彦部長に感謝致します。

文 献

- 1) R.G. Jaeger et. al. 'Engineering Compendium on Radiation Shielding' Volume 2, Shielding Materials, 1975.
- 2) 日本建築学会, "原子力発電所用鉄筋コンクリート工事(案)," 建築雑誌, Vol.92, №1132, 昭和53年2月, 67-76.
- 3) R.Bonniau, A.Jouan, C.Sombret 'Large Scale Waste Glass Production' Commissariat A L'Energie Atomique France, 1981.
- 4) 原子力環境整備センター, "高レベル廃棄物の処理および中間貯蔵に関する技術状況調査書," 昭和54年3月.
- 5) Powers, T.C. and Brownard, T.L., 'Studies of the Physical Properties of Hardened Portland Cement Paste' Portland Cement Ass. Res. Dept. Bull., №22 Chicago(1948).
- 6) Ishai,O., 'The Time -Dependent Deformation Behaviour of Cement Paste, Mortar and Concrete' Proc. Conf. The Structure of Concrete and Its Behaviour Under Load, London 1965, 345-364, Cement and Concrete Association, London (1968).
- 7) Feldman, R.F. and Sereda, P.J., 'A New Model for Hydrated Portland Cement and Its Practical Implications' Engng. J., 53, №8/9 (1970).
- 8) 阪本好史, "セメントコンクリートの高温度に対する抵抗性", コンクリート工学, Vol.17, №11, Nov.1979.
- 9) 田中弘文, "セメント硬化体の耐熱性," コンクリート工学, Vol.19, №11, Nov.1981.
- 10) 岸谷孝一, 萩英雄, 椎葉大和, "20-300°C の高温にさらされたコンクリートの諸性質,"

リートが、 γ 線の照射を受けた場合にどのような挙動を示すのかという点に着目し、貯蔵施設の健全性を評価するための基礎資料を得る目的で、日本原子力研究所と住友セメント(株)が昭和56-57年にかけて共同研究を実施した。

そして、ここで得られた結果によれば、コンクリートの諸物性は、 γ 線照射による影響よりはむしろ加熱による影響の方が支配的であるという結論を得るに至った。このことは、コンクリートの耐熱性という問題が研究課題であるという認識を与えるとともに、 γ 線照射量を更に増した場合に、コンクリートの挙動がどのようになるかという新たな問題を提示するものもある。なぜならば、特に後者の問題は、本文中にも示したように、実際の施設をモデリングしたときにコンクリートが受ける γ 線照射量と、今回行なった実験における γ 線照射線量が1オーダー異なるからである。

そこで、長期の γ 線照射がコンクリートの挙動に及ぼす影響について、今後検討するつもりである。また、コンクリートの耐熱性についても、今後鋭意努力し、問題を解決せねばならないと思われる。

謝 辞

本研究を実施するに当り、激励と御助力をいただいた環境安全研究部 今井和彦部長に感謝致します。

文 献

- 1) R.G. Jaeger et. al. 'Engineering Compendium on Radiation Shielding' Volume 2, Shielding Materials, 1975.
- 2) 日本建築学会, "原子力発電所用鉄筋コンクリート工事(案)," 建築雑誌, Vol. 92, №1132, 昭和53年2月, 67-76.
- 3) R.Bonniau, A.Jouan, C.Sombret 'Large Scale Waste Glass Production' Commissariat A L'Energie Atomique France, 1981.
- 4) 原子力環境整備センター, "高レベル廃棄物の処理および中間貯蔵に関する技術状況調査書," 昭和54年3月.
- 5) Powers, T.C. and Brownard, T.L., 'Studies of the Physical Properties of Hardened Portland Cement Paste' Portland Cement Ass. Res. Dept. Bull., №22 Chicago(1948).
- 6) Ishai,O., 'The Time -Dependent Deformation Behaviour of Cement Paste, Mortar and Concrete' Proc. Conf. The Structure of Concrete and Its Behaviour Under Load, London 1965, 345-364, Cement and Concrete Association, London (1968).
- 7) Feldman, R.F. and Sereda, P.J., 'A New Model for Hydrated Portland Cement and Its Practical Implications' Engng. J., 53, №8/9 (1970).
- 8) 阪本好史, "セメントコンクリートの高温度に対する抵抗性", コンクリート工学, Vol.17, №11, Nov.1979.
- 9) 田中弘文, "セメント硬化体の耐熱性," コンクリート工学, Vol.19, №11, Nov.1981.
- 10) 岸谷孝一, 嵩英雄, 椎葉大和, "20-300°C の高温にさらされたコンクリートの諸性質,"

リートが、 γ 線の照射を受けた場合にどのような挙動を示すのかという点に着目し、貯蔵施設の健全性を評価するための基礎資料を得る目的で、日本原子力研究所と住友セメント(株)が昭和56-57年にかけて共同研究を実施した。

そして、ここで得られた結果によれば、コンクリートの諸物性は、 γ 線照射による影響よりはむしろ加熱による影響の方が支配的であるという結論を得るに至った。このことは、コンクリートの耐熱性という問題が研究課題であるという認識を与えるとともに、 γ 線照射量を更に増した場合に、コンクリートの挙動がどのようになるかという新たな問題を提示するものもある。なぜならば、特に後者の問題は、本文中にも示したように、実際の施設をモデリングしたときにコンクリートが受ける γ 線照射量と、今回行なった実験における γ 線照射線量が1オーダー異なるからである。

そこで、長期の γ 線照射がコンクリートの挙動に及ぼす影響について、今後検討するつもりである。また、コンクリートの耐熱性についても、今後鋭意努力し、問題を解決せねばならないと思われる。

謝　　辞

本研究を実施するに当り、激励と御助力をいただいた環境安全研究部 今井和彦部長に感謝致します。

文　　献

- 1) R.G. Jaeger et. al. 'Engineering Compendium on Radiation Shielding' Volume 2, Shielding Materials, 1975.
- 2) 日本建築学会, “原子力発電所用鉄筋コンクリート工事(案),”建築雑誌, Vol.92, №1132, 昭和53年2月, 67-76.
- 3) R.Bonniau, A.Jouan, C.Sombret 'Large Scale Waste Glass Production' Commissariat A L'Energie Atomique France, 1981.
- 4) 原子力環境整備センター, “高レベル廃棄物の処理および中間貯蔵に関する技術状況調査書,”昭和54年3月.
- 5) Powers, T.C. and Brownard, T.L., 'Studies of the Physical Properties of Hardened Portland Cement Paste' Portland Cement Ass. Res. Dept. Bull., №22 Chicago(1948).
- 6) Ishai,O., 'The Time -Dependent Deformation Behaviour of Cement Paste, Mortar and Concrete' Proc. Conf. The Structure of Concrete and Its Behaviour Under Load, London 1965, 345-364, Cement and Concrete Association, London (1968).
- 7) Feldman, R.F. and Sereda, P.J., 'A New Model for Hydrated Portland Cement and Its Practical Implications' Engng. J., 53, №8/9 (1970).
- 8) 阪本好史, “セメントコンクリートの高温度に対する抵抗性”, コンクリート工学, Vol.17, №11, Nov.1979.
- 9) 田中弘文, “セメント硬化体の耐熱性,” コンクリート工学, Vol.19, №11, Nov.1981.
- 10) 岸谷孝一, 嵩英雄, 椎葉大和, “20-300°C の高温にさらされたコンクリートの諸性質,”

セメント・コンクリート, №315, May, 1973.

- 11) 山崎尚敏, 柿崎正義, 阿部保彦, 依田彰彦, “長期間熱を受けるコンクリートの諸性質に関する研究,”鹿島建設技術研究所年報, 第24号, 1975.
- 12) 川瀬清孝, 他, “高温下(80~250°C)におけるコンクリートの強度性状について, その1~4, 日本建築学会大会学術講演梗概集, 1977, 1978, 1980, 1981,
- 13) 原田有, “高温度におけるコンクリートの熱膨張について,”建築学会論文集, №39, 42, 44, 45, 46, 昭和24年11月, 26年3月, 27年3月, 27年12月, 28年3月.
- 14) Sommers,J.F., 'Gamma Radiation Damage of Structural Concrete Immersed in Water,'Health Physics, Pergamon Press, Vol.16,PP.503-508,(1969).
- 15) 日本建築学会, “鉄筋コンクリート造のひびわれ対策(設計・施工)指針案・同解説,”日本建築学会, 昭和53年2月.
- 16) Powers,T.C., 'Mechanism of Shrinkage and Reversible Creep of Hardened Cement Paste' Proc. Conf. Structure of Concrete and Its Behaviour Under Load, London 1965, 319-344, Cement and Concrete Association, London (1968).
- 17) Ishai,O., 'The Time-Dependent Deformational Behaviour of Cement Paste, Mortar and Concrete' Proc. Conf. Structure of Concrete and Its Behaviour Under Load, London 1965, 345-365, Cement and Concrete Association, London (1968).

附 錄

貯蔵施設のモデリング

原子力発電所等の使用済核燃料の再処理に伴って発生する高レベル放射性廃液は、現在一般にガラス固化処理されている。この高レベル固化体廃棄物は、その後貯蔵施設内において長期にわたり貯蔵されるわけであるが、その場合、貯蔵施設の主要な構成材料であるコンクリートは、固化体に多量に含まれている核分裂生成物の崩壊の際発生する γ 線を長期にわたり被曝することになる。

現在、まだ高レベル放射性廃棄物固化体貯蔵施設の仕様は決っていないので、貯蔵施設の大ざっぱなモデルとして以下のような仮定のもとに、施設内のコンクリートが受ける γ 線の照射線量率を試算した。すなわち、

- 1) 室内寸法は、20m(高さ) × 40m(巾) × 40m(奥行)である。
- 2) 放射性物質は、点線源として、放射能量 9×10^8 Ci が、室内中央に存在する。
- 3) 室内の内側に、10cm厚、比重7.8の鉄板が張ってある。
- 4) 固化体およびキャニスターの γ 線自己吸収は無視する。
- 5) 鉄板による γ 線の吸収は存在するが、2次散乱線は無い。
- 6) 放射性核種のエネルギーは、すべて 1 MeV である。

とすると、貯蔵施設内の線量率は以下のように計算される。

- 1) 貯蔵エリア上面(P_1)におけるコンクリート表面の照射線量率

$$R_1 = 0.52 \times \frac{EA}{r^2} = 0.52 \times \frac{1.0 \times 9 \times 10^8}{10^2}$$

$$\doteq 4.7 \times 10^6 \text{ (R/hr)}$$

$$R'_1 = R_1 \cdot e^{-\mu x} = 4.7 \times 10^6 \times e^{-0.466 \times 10}$$

$$\doteq 4.4 \times 10^4 \text{ (R/hr)}$$

- 2) 貯蔵エリア側面(P_2)におけるコンクリート表面の照射線量率

$$R_2 = 0.52 \times \frac{EA}{r^2} = 0.52 \times \frac{1.0 \times 9 \times 10^8}{20^2}$$

$$\doteq 1.2 \times 10^6 \text{ (R/hr)}$$

$$R'_2 = R_2 \cdot e^{-\mu x} = 1.2 \times 10^6 \times e^{-0.466 \times 10}$$

$$\doteq 1.1 \times 10^4 \text{ (R/hr)}$$

ここに、 R_1 : 鉄板の無い場合の P_1 における照射線量率

R_2 : 鉄板の無い場合の P_2 における照射線量率

R'_1 : P_1 における照射線量率

R'_2 : P_2 における照射線量率

E : エネルギー (MeV)

A : 放射能量 (Ci)

r : 距離 (m)

μ : 線吸収係数 (cm⁻¹)

x : 鉄板の厚さ (cm)

以上の貯蔵施設内の線量率計算結果をまとめると、貯蔵施設内ではコンクリートに対して最大約 $1.1 \times 10^4 \sim 4.4 \times 10^4$ (R/hr) の γ 線照射線量率であり、年間にすると最大約 9.6×10^7 $\sim 3.9 \times 10^8$ (R) の γ 線照射線量になると計算される。

Sectional plan of storage area

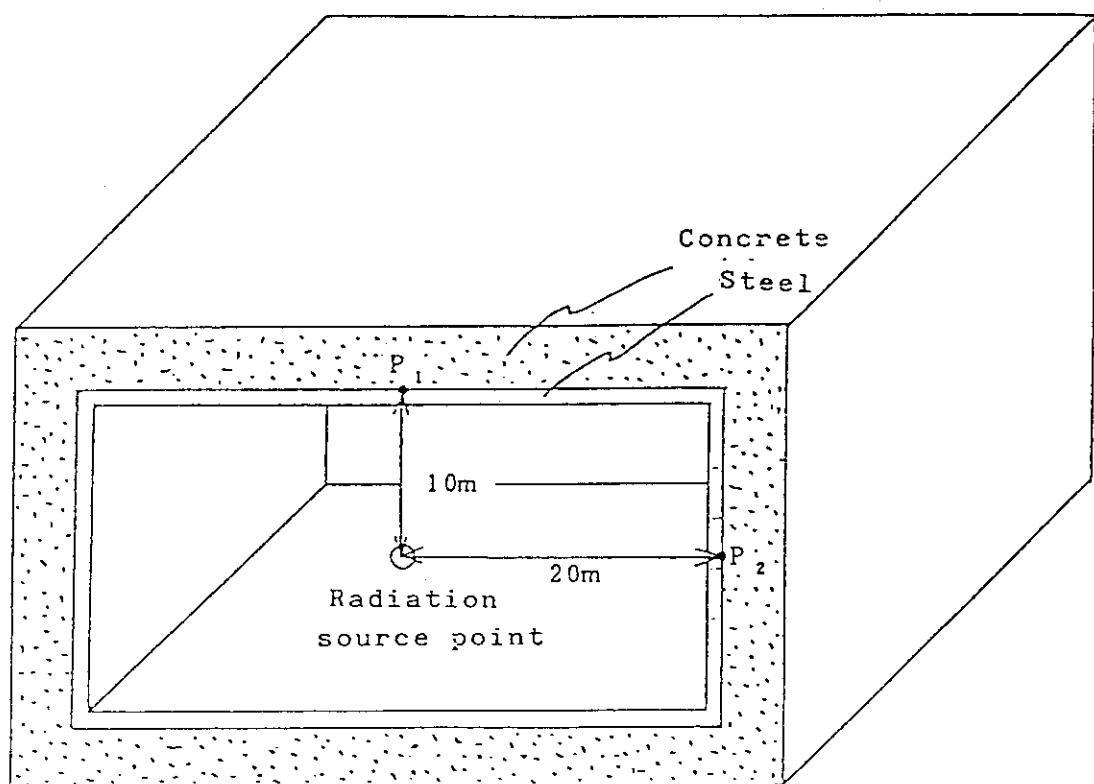


Fig. A.1 Model of strage facility

Table A.1 Specification of HLLW

1. Demensions of storage facilit	20mx40mx40m
2. Storage capacity of canister	2000 pieces
3. Shape and size of canister	$\phi 40\text{cm} \times L200\text{cm}$
4. Glass content in a canister	150ℓ/canister
5. HLLW content	12wt%
6. Specific gravity of glass	$\rho = 2.7$
7. γ -ray activity	$4.5819 \times 10^5 \text{ Ci}/\text{canister}$
8. Total γ -ray activity	about $9 \times 10^8 \text{ Ci}$
9. Burn up	33000MWD/TUO ₂
10. Period after reprocessing	5 years
11. Occurrence of HLLW	500ℓ/TUO ₂
12. Occurrence of canister	1 piece/TUO ₂