[69] 高温ガス炉計装用各種センサーの 現状と開発研究課題

若山 直昭*, 江崎 正弘*, 荒 克之*,
山田 邦貴**, 浮草 寛**, 片桐 政樹*

(1980年 11月11日 受理)

Current Status of Research and Development on Instrumentation Sensors for High-Temperature Gas-Cooled Reactors

By Naoaki WAKAYAMA, Masahiro ESAKI, Katsuyuki ARA,
Kunitaka YAMADA, Hiroshi UKIKUSA and Masaki KATAGIRI

This paper reviews current status of research and development on special instrumentation sensors and some instruments for high temperature gas-cooled reactors.

Main topics described are high-temperature neutron detectors for the nuclear instrumentation system, high temperature thermocouples for in-core temperature-distribution monitoring, ex-core process sensors for the reactor plant, impurity monitors in helium cooling gas, fuel failure detection method, measurement of fission product plateout and surveillance of reactor components.

KEYWORDS: HTGR reactors, VHTR reactors, reactor instruments, neutron detector process instruments, in-core thermocouples, gas-impurity monitors, fuel failure detection, components surveillance

I. ま え が き

最近、原子力の熱エネルギー利用の一貫として、高温ガス炉の開発が検討されている。特にわが国では、製鉄、水素製造、発電および化学工業等への多目的利用を目指して、原子炉1次冷却材の出口温度1,000°Cの多目的高温ガス炉の開発に関する研究および検討が精力的に行われている。これらの開発について、原子炉全体についてはすでに「本誌」等において解説されている⁽¹⁾⁽²⁾。

一方、高温ガス炉(HTGR)の原子炉計装について注目すると、HTGRにおいては、従来経験のなかったきわめて高温の熱出力を安全裡にとり出すために、より充実した各種の計装によって原子炉プラント全系を充分監視し制御することが望ましい。しかし、炉内および主要プラント機器が高温状態にあるため、それを監視するための各種の計装センサーに対して従来例のなかった高温耐熱性が要求され、プラントの監視がより難しいものになっているところにHTGR計装の研究開発の困難性と大きな課題がある。また、HTGR特有の被覆粒子燃料の使用とそのF.P.の放出挙動およ

び1次冷却系としてのHeの使用と炉内における大量の黒鉛の使用等もいろいろな面でHTGR計装を特徴的なものとしている。

本稿では、これらHTGRの原子炉計装の現状と研究開発課題について、その概要をまとめてみたい。

(原研・若山直昭)

II. 核 計 装

HTGRにおける核計装の役割は他の形式の原子炉と特に異なるところはなく、原子炉の起動、出力運転、異常な核出力変化に対する安全保護等、中性子束密度を介して原子炉核出力そのものを監視対象としている関係上その重要性はきわめて高い。特にHTGRでは炉心グラファイトの熱容量が大きいので、出力領域においても出力の変動が温度の変化をもたらす時間的応答はきわめて遅く、温度的には出力の変動を短時間のうちにとらえにくい反面、核的な瞬時の炉出力変動に

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

** 川崎重工業(株)(Kawasaki Heavy Ind., Ltd.)

** 石川島播磨重工業(株)(Ishikawajima-Harima Heavy Ind. Co., Ltd.)

応答する核計装の信号によって安全保護系を作動させたり、制御信号の一部として利用すれば、炉内温度の上昇以前により速くより安全に原子炉を制御できるといえる。

また、HTGR では炉心内温度が高く、750°Cを超える炉心内で安定に長期にわたって作動する中性子検出器は現在のところ得られないので、原子炉制御および安全保護系等重要な機能を負う主要核計装の中性子検出器は、炉心周辺または原子炉容器外側に設置されるのが普通である。しかし、原子炉圧力容器外側では、圧力容器の照射健全性との兼ねいもあり、原子炉の起動系および安全保護系を作動させるに十分な中性子束密度が得られない場合が多く、原子炉容器内に案内管を設けて中性子検出器を挿入し、中性子検出器を必要な中性子束位置まで近づけることが行われる。この場合、高温の炉容器内に入っている中性子検出器を強制冷却することは、建設コスト、冷却された案内管部分の内外温度差による熱応力、冷却系故障時に中性子検出器自体も故障してしまい、原子炉安全監視上も問題があることなどから、ガス炉先進国では、高温耐熱性の中性子検出器を開発し、それを原子炉内反射体領域またはその周辺に冷却系なしで設置する方法をとっている。この方式は、特に PCRV 型式の原子炉圧力容器内に原子炉炉心のほか 1 次熱交換器まで収納する集積型アドバンスド・デザインの原子炉では、原子炉構造設計に大きな自由度を与えるとともに、大きな経済性を有することから、すでに PCRV 使用の後期の炭酸ガス冷却動力炉および AGR 等で使用されている⁽⁶⁾⁽⁷⁾。

これら原子炉容器内に設置できる耐熱性核計装用中性子検出器の開発の必要性は、HTGR のみでなく高速増殖炉計画⁽⁸⁾や熔融塩増殖炉開発計画においても古くから強く要望されており⁽⁶⁾⁽⁷⁾、高温中性子検出器の開発はここ 20 年余にわたり欧米諸国においても精力的に進められて来た。第 1 表には日本および世界各国で開発された代表的な核計装用高温中性子検出器を示す。

核分裂計数管電離箱(Fission Chamber, FC)では、450°C を超える温度仕様で、かつ電荷集積時間が短く出力パルス電流が大きい、いわゆる耐熱性と作動性能とを両立させることは困難といわれていたが、わが国の FC ではこの問題が解決され、パルス出力性能と耐熱性とが両立した FC が得られているところに特徴がある。また、英国とわが国で開発された中性子検出器では、検出器自体が電氣的に 2 重遮蔽構造で外側容器が耐圧容器となっており、さらに、信号線に外部誘導雑音の影響が少ないトライアキシャルケーブルを用い

ているのが特徴的である。

なお、第 1 表備考欄にはこれら構造上の特徴が示されている。写真 1 には、わが国で開発された高温中性子検出器の外観例を示す。

FX-2, FX-2A, FX-2D, FX-3 は核分裂計数管電離箱, BCX-1 は γ 線補償型電離箱

写真 1 わが国で開発された高温中性子検出器の外観例

なお、比例計数管は 10⁶R/h を超える高い γ 線バックグラウンドのもとでは使用困難な問題があり、また 300°C を超える作動温度をもつ高温比例計数管はいまだ開発されていない。

現在日本で計画中の多目的高温ガス (VHTR) 実験炉では、原子炉圧力容器外側の中性子束密度は定格出力時において最大 $3 \times 10^7 \sim 1 \times 10^8 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ と計算されており、中性子検出器保持機構の金属材料等による熱中性子吸収を考慮すると、 $1 \sim 3 \times 10^7 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ 程度の中性子束密度であり、炉心外核計装のために望ましい中性子レベルの約 3 桁ないし 3.5 桁低い値である。

このため出力系および安全系用の中性子検出器は CIC を原子炉圧力容器(最高約 400°C)と水冷ジャケットの間に挿入し定格出力時で 10⁻⁷ A 台の出力電流で使用し、また起動領域用としては開発した 650°C 規格の核分裂計数管を原子炉圧力容器内の炉心反射体領域に挿入し、起動に必要な中性子源領域の炉出力計測を確保する予定である。この場合、炉内の中性子検出器位置の温度は通常起動時で約 380°C、原子炉の非計画停止時(スクラム等)直後の再起動時においては 600°C 前後と推定されているので、第 1 表に示した新開発の高温 FC を使用すれば特に検出器冷却系を必要としない。中間出力系としては、出力系および安全系とはほぼ同じ位置に FC を設置してパルス法で出力領域までカバーする方法と、原子炉圧力容器内の起動用高温 FC を用いてパルス/キャンベル両法によるワイドレンジモニタとして中間領域から出力領域までカバーしてしまう

第1表 わが国および世界各国で開発された代表的な核計装用高温中性子検出器

(a) 核分裂計数管・電離箱

品名	開発国	温度定格 (°C)	最高作動 温度(°C)	$\frac{\text{cps}}{\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}}$	中性子感度 $\frac{10^{-14}\text{A}}{\text{n}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}}$	電荷集積 時間(ns)	測定電圧 (V)	電流パルス 波高(μA)	γ 線感度 $\frac{10^{-14}\text{A}}{\text{R}\cdot\text{h}^{-1}}$	寸法 (mm)	MI ケーブル	備考
P-7A	(英)	550	550	0.01~0.1	2.2	250	200	(=0.7)?	≈ 2	38 ϕ ×547	Triax	陰極・GND 共通
DC-14A		550	550	—	1.6	—	500	—	0.7	57.2×445	"	陰極・GND 分離 Push-Pull 作動可
CFUC-02	(仏)	—	600	1	20	350	200	(<1)?	12	48.5×361	Coax	(FC・UIC) 陰極・GND 共通
CFUD-12	"	—	600	0.1	1	250	200	(<1)?	1.5	36.3×208	"	"
CFUC-04	"	—	400	1	20	80	400	(=2)?	12	48.5×361	"	"
CFUD-14	"	—	400	0.1	1	50	400	(>2)?	1.5	36.3×208	"	"
FC-3	(米)	400	—	0.92	18	50	400	(>2)?	3.38	76×333	Coax	陰極・GND 分離
WX-31834	"	600	—	1.1	13	250	?	(<1)?	10	63.5×497	"	"
FX-2	(日)	650	600†	0.1	2.2	100	200	2.1	1.2	38×360	Triax	陰極・GND 分離 Push Pull 作動および UIC として利用可 能
FX-2A	"	650	600†	0.12	1.4	43	"	2.2	0.7	38×360	"	
FX-2B	"	550	550†	0.3	4.8	85	"	1.9	2.0	38×530	"	
FX-2D	"	650	600†	0.12	1.6	67	"	1.9	0.8	38×360	"	
FX-3	"	650	600†	0.3	4.8	85	"	1.8	2.0	38×530	"	
ND-8661	"	600	450†	0.12	2.0	80	"	1.9	(0.7)?	38×352	"	
ND-8662	"	600	450†	0.3	4.8	80	"	1.9	(2)?	38×527	"	陰極・GND 共通
SC-5	"	—	450	0.1	—	100	"	(=2)?	(2)?	38×515	"	

(): 仕様報告等に示されていないもので、測定によりわかったもの、()?: 構造等からの推定値。

†: 長期仕様

(b) γ 線補償中性子電離箱

品名	開発国	温度定格 (°C)	最高作動 温度(°C)	中性子感度 $\times 10^{-14}\text{A}$	γ 線感度(非補償) $\times 10^{-14}\text{A}$	補償比	寸法 (mm)	MI ケーブル	備考
DC-12A	(英)	550	550	2.75	3.6	13~20	88 ϕ ×787	Triax	最高作動温度は現段階で 保証できる温度
DC-12B	(日)	550	400	2.75	3.6	13~20	79×787	"	
WL-23175	(米)	350	—	0.1	0.15	電圧補償	76×186	—	
WX-30950	(日)	450	—	3	16	"	79×486	Coax	
SK-400	(日)	455	385	3	30	"	77×367	"	
BCX-1	(日)	600	400	2.3	6.5	15~20	80×465	Triax	
BCX-2	(日)	600	400	2.7	12.5	20~30	80×465	"	

方法との両者が検討されている。

いずれの系においても、核計装電子回路も含めて現在までに開発してきた機器で性能上は充分の見通しである。

第1図は、開発された高温 FC(開発モデル FX-2)の JMTR における高温照射寿命試験結果を示したもので、照射中の温度は検出器表面で 600°C 照射による自己加熱のため、内側電極では約 700°C であった。また、さらに照射中には電離ガスの劣化を加速するため電極間に継続して 200V の電圧を印加して 26mA の電流を常時流した。しかし図に示すように、FC の特性変化を詳しく調べるため、パルス作動におけるインテグラルバイアスカーブを比較しても、照射前後でほとんど特性の変化が認められなかったことが報告されている⁽⁹⁾。また、これらの高温 FC と 5ns という短い時定数の Quasi-Gaussian 波形整形回路をもつ速いパルス系と組み合わせた場合でも充分な S/N 比を有し、インテグラルバイアスカーブに充分広いプラトーを有すること、 $70\sim 100\text{V}$ の低い印加電圧でも正常に作動すること、 10^6R/h 台の高 γ 線下でも数カウントの中性子測定が可能などことがすでに実験で確かめられている⁽⁹⁾⁻⁽¹¹⁾(第2図)。さらに、原子炉の重大事故を想定

第1図 開発された高温用核分裂計数管電離箱の高温下における照射寿命試験結果の1例(FX-2)⁽⁹⁾

第2図 開発された高温核分裂計数管と高速パルス系計測回路を用いた原子炉起動系の中性子計測特性に与える高線量率 γ 線バックグラウンドの影響⁽⁹⁾

(a) 補償電圧特性と温度の影響

(b) 補償電圧特性に対する γ 線線量率の影響

第3図 開発された高温 CIC の γ 線補償率(Compensation factor)に対する補償電圧特性とその周囲温度および γ 線線量率の影響⁽¹²⁾

して $7.6 \times 10^{17} n \cdot cm^{-2}$ 程度照射後に検出器を $800^{\circ}C$ まで上昇させて過熱試験を実施し、 $800^{\circ}C$ においても安定に作動することが確認されている⁽¹²⁾。また、1.5年以上にわたる炉内高温($600^{\circ}C$)実時間作動試験が実施され、その健全性が報告されている⁽¹³⁾。

一方、出力系用、安全系用に開発された高温補償形電離箱(Compensated Ionization Chamber, CIC)は、第3図(a),(b)に示すように、 γ 線補償率の温度依存性および γ 線線量率依存性のきわめて少ないことが確かめられている⁽¹⁴⁾⁽¹⁵⁾。

以上に述べた高温中性子検出器を含む核計装システムは、性能的にはPCRが採用された高温ガス原型炉や商用炉にも充分実用可能なものと考えられており、今後上記各種の高温中性子検出器の品質および信頼性補償方法に関する研究を進めるとともに、VHTRで実用できることを実証するため、核計装システムの総合確性実験が計画されている。

(原研・若山直昭)

Ⅲ. 炉内計装

1. 炉内核計装

HTGR 炉心での中性子拡散距離は軽水炉と比べ長く、実証炉クラスの炉で $L^2=300 \sim 500 cm^2$ であり、空間的局所ピークは緩やかである。また、被覆燃料粒子の破損メカニズムは、金属被覆燃料要素と異なり、設計で想定している異常な温度上昇に遭遇しても、被覆燃料粒子のコーティング層の損傷は急激に増加することなく、 $1,600^{\circ}C$ 以上で徐々に大きくなる破壊モードをとる。したがって、HTGR では燃料の健全性管理を目的とする炉内核計装の必要性はLWRの場合に比して小さいといえる。すなわち、既存のHTGRでは炉内核計装を安全および炉心管理上不可欠な計装であるとはせず、第Ⅲ-2節で述べる炉心出口での冷却材温度測定にその任を負せている。

しかしながら近年に至り、1977年11月に初めて発生した Fort St. Vrain 炉の出力変動の原因追求には、炉心上部から自己出力形検出器(Self-Powered Detector, SPD)の挿入が行われている。さらに米国の商用HTGRの設計では、炉心上部からの可動式のSPDの挿入装置がとり入れられている。また西独のベブルベット炉では、炉心上部の反射体と炉心間のプレナム空間の中性子束が高く、かつ制御棒の挿入度と激しく干渉することが判明し、正確な中性子束分布の測定の必要性が再認識されてSPDあるいは高温電離箱の設置検討がなされている。このように、炉内核計装への期待は大

きいが、その機能果しうる $800 \sim 1,200^{\circ}C$ の耐高温検出器がないのが現状である。その対応策として炉内温度に検出器の使用制限条件を設け、その条件下で可動式の検出器による中性子束分布測定を行い、測定結果から計算により定格出力での中性子束分布を推定する方策が考えられる。

現在、開発中のVHTR実験炉においても、炉内核計装技術はHTGRと同様である。この実験炉は、より高温化を目指すため炉心設計の不確定因子に関する設計余裕を合理的に切り詰める必要があり、炉内核計装の導入が望まれる。今後、炉内核計装については、高温検出器の開発見通しおよびその費用、その設置に伴う炉内構造の複雑化、ならびに設置によるメリットの大小を考慮した総合的な検討が必要である。

(原研・江崎正弘)

2. 炉内温度計装

HTGRにおける炉内温度計装は、LWR等のインコアモニタに代わり、炉心状態のモニタリングと分析のための冷却材温度計測あるいは高温構造のモニタリングのための炉容器内壁や炉心構造物(反射体、燃料体)などの温度計測であり、安全保護系信号としては用いられていない。これらのセンサーとしては主に熱電対が使用されている。第2表に各種高温用熱電対の測温範囲と問題点を示す。

熱電対を炉内高温環境下で使用する場合には、素線自身の耐熱性、構成材料(素線、絶縁材、シース材)間の両立性、構成材料と不純物ガスを含む周囲環境との両立性、核変換に基づく素線自身の熱電能の変化などが問題となるが、 $800^{\circ}C$ 程度までの温度測定であるならば、クロメル・アルメル熱電対(CA熱電対)が十分に使用できる。CA熱電対はすでにLWRやFBRの炉内温度計装に使用されており、熱中性子照射による熱起電力変化は $10^{21} n \cdot cm^{-2}$ に対して1%以下といわれている。また、 $800^{\circ}C$ 以下の温度であるならば、シース(保護管)の材料としてステンレス鋼、インコネル、ハステロイなどの耐熱合金が使用でき、構成材料間での両立性にも問題はない。しかし、使用温度が $800 \sim 1,000^{\circ}C$ 程度となるとCA熱電対にとってはかなり厳しい条件となる*。従来のHTGRの原子炉出口平均温度は $750 \sim 850^{\circ}C$ であるが、炉心内出力密度の不均一や過渡

* 規格によればCA熱電対の最大常用温度は $1,000^{\circ}C$ 、最大過熱使用温度が $1,200^{\circ}C$ といわれているが、これは素線の直径が3.2mmとかかなり太い場合で、原子炉内での使用を考えると非現実的な太さである。

第2表 各種高温用熱電対の特性(素線について)

素線	組成(%)		主要構成元素の熱 中性子吸収断面積 (b)	使用限度(°C)			その他の性質および問題点
	⊕ 側	⊖ 側		素線径 (mm)	常用	過熱時	
クロメル・ アルメル	クロメル Ni 90 Cr 10	アルメル Ni 94 Al 2 Si 1 Mn 3	Ni 4.6±0.2 Cr 2.9±0.2 Al 0.23 Mn 13.2±0.4 Si 0.13	0.65 1.0 1.6 2.3 8.2	in air 650 750 850 900 1,000	850 950 1,050 1,100 1,200	○中性子照射の影響は 10^{21} nvt 程度まではほとんどなし(ドリフト<1%/10 ²¹ nvt) ○しかし、炉内で連続使用可能な最大温度は800°C程度と考えられる。
改良形 CA	ニクロシル I	ニシル					
ニクロシル I・	Ni 89 Cr 9.5 Si 1.5	Ni 95.5 Si 4.25 Mg 0.25	Ni 4.6±0.2 Cr 2.9±0.2 Si 0.13 Mg 0.063±0.004				○中性子照射の影響は少ない ○熱起電力特性: CA/TC とほぼ同じ
ニシル	ニクロシル I	ニシル					○CA/TC ほどに普及しておらず、高品質化、高信頼化のための開発研究が必要(HT-GR用, VHTR 炉外用)
ニクロシル II・	Ni 83.5 Cr 15 Si 1.5	同上	同上		≈1,000	≈1,200	○照射データ少ないが、1例としてジェミノール/TCでは<4%/10 ²¹ nvtのドリフト
ジェミノール	ジェミノール P Ni 78 Cr 20 Nb 1 Si 1	ジェミノール N Ni 97 Si 3	Ni 4.6±0.2 Cr 2.9±0.2 Si 0.13 Nb 1.1±0.1	(m.p.≈1,400)			
Pt-Rh 合金	Bタイプ Pt 70 Rh 30 Sタイプ Pt 90 Rh 10 Rタイプ Pt 87 Rh 13	Pt 94 Rh 6 Pt 100 Pt 100	Pt 8.1±0.4 Rh 150±7		1,700 1,500 in air 1,400	1,600	○中性子照射の影響大 ○Rh+n→Pdによるドリフト>10%/10 ²¹ nvt(ドリフトの値は照射条件によって大きくばらつく) ○還元雰囲気で使用不可
Pt-Mo 合金	Pt 95 Mo 5	Pt 99.9 Mo 0.1	Pt 8.1±0.4 Mo 2.5±0.2	in inert atm(He) 1,400 (m.p. 1,788~1,770)		1,550	○中性子照射の影響小 ○スウェーデン R2でのデータ、+2%/10 ²¹ nvtのドリフト ○熱起電力が PR/TC, WR/TC より大 ○使用実績に乏しい ○高温における特性(強度, 安定性, 雰囲気の影響等が明らかでない) ○高信頼化が可能なら VHTR 用として最適
W-Re 合金	W 100 W 97 Re 3 W 95 Re 5	W 74 Re 26 W 75 Re 25 W 74 Re 26	W 19.2±1.0 Re 84±4	in inert atm 2,760		3,000	○中性子照射の影響大、>10~20%/10 ²¹ nvt (W+n→Re, Re+n→Os) ○高温でもろく、破損しやすい(Wの再結晶温度 1,200°C) ○TC 中最高の使用温度を有する ○燃料中心温度用として、使用実績、照射データが多い ○VHTR 用として、1,000~1,350°Cで使用するならば、高信頼化が可能と思われる ○熱起電力は CA/TC, PM/TC の約1/2

的な温度上昇を考えると、炉内温度の測定範囲としては、900°Cを超え、場合によっては1,000°Cを超えることもある。そのため、いろいろな問題が生じている。例えば、西独の AVR では CA 熱電対*を使用していたが、原子炉出口温度を950°Cに上昇させたときに、すべての CA 熱電対が破損したと伝えられている。また、米国の Fort St. Vrain ではインコネルシースのジェミノール熱電対**を使用していたが、熱起電力のドリフトや破損などの問題が生じたため、新たな CA 熱電対に交換したと伝えられている。このように、従来の HTGR の炉内温度測定では CA 熱電対(改良型を含む)を使用する傾向にあるが、信頼性の点でまだ多くの問題があるというのが現状であり、いま一步の努力が必要と思われる。すなわち、特に厳重な製造工程管理と品質管理のもとに製造された原子炉級の CA 素線または改良型素線**の採用、高温ベーキングを施した高純度アルミナによる絶縁、複合型保護管**による素線の保護、などの試みも信頼性を高めるための一つの手段として行われるべきであろう。

さて、わが国で開発を進めている VHTR においては、原子炉出口平均ガス温度として1,000°Cを目標としており、炉内温度測定用熱電対に対する温度条件は一段と厳しくなっている。すなわち、VHTR では燃料領域出口(19領域)でのガス温度測定が計画されており、熱電対に対して第3表に示すような条件が要求されている。しかしながら、このような要求を十分に満たせる熱電対がないというのが現状である。すなわ

第3表 VHTR 用熱電対に対する要求性能

項 目	多目的炉計装用高温熱電対	
	核雰囲気	非核雰囲気
性 能	(炉内用)	(炉外用)
計測対象	He ガス(炉冷却材雰囲気)	同 左
最高測定温度 (連続計測)	1,350°C (1,200°C)	1,100°C (1,060°C)
供用時間 (故障率)	目標 短期3ヵ月 長期1年間 (2%/1,000 h)	2 年間 (同 左)
精度(目標)	2%以内	1%以内
中性子照射量	1.5×10^{21} nvt	—
速答性	時定数 1min 程度	時定数 30s 以内
外径寸法制限	10φ 以内	10φ 以内
可撓性	少(構造設計で対応可)	中
取付け上の 要求	自立性：要	(同 左)
技術の現状	実績なし	現状 T/C の改良で可能

ち、CA 熱電対(改良型を含む)は最高使用温度の点で不適であり、Pt-Rh 系熱電対は核変換による特性変化が非常に大きく、また W-Re 系熱電対は核変換による特性変化のほかに断線等による故障が多いという問題がある。そのため、全く新しい高温用熱電対の開発が必要とされているが、VHTR 実験炉の建設スケジュールとの時期的整合性を考慮して、次の2つの方針のもとに熱電対の開発が進められている^{(16)~(18)}。

すなわち、短期目標として W-Re 合金熱電対の高信頼化を行い、原子炉の初期の運転に供用する。また、長期目標として Pt-Mo 合金熱電対を開発する。前者の場合には、本質的に核変換による特性変化があるので、3ヵ月ごとの交換が必要となるが、破損しやすいという欠点は構造上の工夫によって解決し、高信頼化を達成しようとするものである。後者の場合には、Pt と Mo はともに放射化断面積が小さく、核変換による特性変化はほとんどなく、1,400°C 程度までの炉内温度測定に使用できるものと期待されている。

W-Re 合金熱電対については、素線を燃線とした二重シース型のものの開発が進められており、原子炉内外での長期高温試験が行われている。内部シースは熱電対素線の周囲雰囲気管理のためのゲッターの役割を果たすもので、材料として Ta, Nb, ジルカロイなどが用いられている。また、内部シースを原子炉内の不純物ガスから保護するために外部シースが設けられており、材料として TZM(0.5% Ti, 0.07% Zr, 0.01% C の Mo 基合金)が用いられている。

一方、Pt-Mo 合金熱電対については、Pt-5% Mo/Pt-0.1% Mo 素線の試作と熱起電力校正および高温下での熱起電力の変化、機械的強度の変化、金相変化などが調べられている。第4図は熱起電力校正曲線である。また、1,200°C の高真空中($2 \times 10^{-8} \sim 2 \times 10^{-5}$ Torr)で3,000 h までの連続加熱したときの熱起電力の変化および素線の金相変化を第5図および写真2に示す。結晶粒の粗大化が見られるが、熱起電力の変化は非常に小さく、素線周りの雰囲気を十分にクリーンに保てば、高温用熱電対としての実用性があるものと思われる。いずれの場合にも、開発がまだ開始されたばかりなので、今後の発展に注目したい。

* ドイツ規格では NiCr-Ni 熱電対。

** 改良型 CA 熱電対の一種、耐還元性を強めている。

** Chromel 3-G-345/Alumel 3-G-196, Tophel/Nial, Thermo-Kanthal Special, Geminol P/N; Nicrosil/Nisil, など。

** 二重シース、シースへの耐熱材コーティング、など。

第4図 Pt-Mo 合金(Pt-5 Mo/Pt-0.1 Mo)
熱電対の熱起電力校正曲線

第5図 Pt-Mo 合金熱電対の熱起電力変化

熱電対のほかには、超音波温度計(Dragon 炉, Peach Bottom 炉)と熱雑音温度計が開発されているが、いずれもシステムが複雑となり、計装としての総合信頼度を確保するには問題がある。しかし、熱雑音温度計は原理的に照射の影響などを受けずに絶対温度が測定できるので、熱電対の炉内校正用としての利用可能性があり、西独の THTR およびわが国の VHTR の炉内熱電対校正システムとして検討が進められている。

(原研・荒 克之)

写真2 Pt-Mo 合金熱電対の金相変化: 1,200°C×(2×10⁻⁶~2×10⁻⁵ Torr)

Ⅳ. プロセス計装

1. 温度・圧力・流量

温度レベルがさほど高くないガス冷却炉における原子炉外回りの温度・圧力・流量等のプロセス計装のセンサーは、交換・補修等のための近接性、冗長性等原子炉固有の要求事項を除けば、基本的には、一般プラントの計装センサーとほとんど変らない。しかし、原子炉出口ガス温度が約 $1,000^{\circ}\text{C}$ と高く、内部断熱材により耐圧部材の温度を内部ガス温度に比べ充分低く抑える必要のある VHTR になると、配管等の内部構造の複雑さから、計装センサーの取付け法に特別な考慮を要する問題が生じる。また、耐圧部健全性と計測精度を両立させるため、設計上考慮を要する点がある。

以下に、温度・圧力・流量の各炉外プロセス計装センサーについて、HTGR ゆえに考慮を要する点について、テストループでの実施例、今後の開発の方向を含めて述べる。また、プロセス計装とは異なるが、He 漏洩検知についても若干述べる。

(1) 温度計測

センサーとしては、通常の温度計測と同様に熱電対が用いられる。特に $1,000^{\circ}\text{C}$ 近い高温部は、高温特性のよい Pt-Rh 合金熱電対がよいと考えられているが、この種の熱電対は水素混入雰囲気で熱起電力のドリフトを生ずるのでシース材も含めて実際と等価な雰囲気で確性試験を実施する必要がある。取付け法としては、耐圧部の構造健全性の面からウェル挿入方式がとられている。ウェル方式とした場合、下記の2点について考慮する必要がある。

- (1) 接触抵抗等による誤差を考慮した、運転温度と構造設計条件との整合
- (2) 耐圧部(ウェル固定部)に対する内部構造物の熱膨脹差によるズレと干渉しないウェルの取付け

高温部構造設計温度を、運転温度に誤差余裕等を見込んだ値とする必要があることから、高温部における温度計測の誤差の増加は、設計を厳しくする結果となる。上記(1)の点については、誤差をできるだけ少なくする構造、取付け法の検討と同時に、ウェルによる誤差をできるだけ正確に把握するための R & D が今後必要である。

現在考えられている対策として、①ウェルの系内挿入長をできるだけ長くして、ウェル内部温度をガス温度に近づけること、②ウェル内面加工精度を上げて熱電対との間隙をできるだけ少なくすること、③ウェル

内面を加圧して内外差圧を小にすることにより、ウェル肉厚を薄くすること、等があるが、実機によりこれらの効果を定量的に把握するまでには至っていない。

耐圧部内面に断熱材を張りつけたような構造物の場合、ウェルは断熱材を貫通して取り付けなければならない。耐圧部との熱膨脹差によっても、断熱材または断熱材保持用ライナー管がウェル取付け部に対してズレないか、またはズレてもウェルに過大な力が加わらないような取付け法の検討が必要である。このような問題を考慮した取付け法としてテストループに採用された2例を第6図に示す。

第6図 熱電対ウェル取付け図

第6図に示す例①の場合は、ライナー管とウェルとの間隙から高温 He ガスが流入し、断熱材内部にショートパス流が発生して耐圧部にホットスポットを生じさせる原因となるため、ショートパス流路をふさぐ等の対策が必要となる。例②の場合は、ショートパスの問題はないが、熱電対とウェル内面の接触抵抗が大となり、計測誤差が増加する。

以上のほかに、ライナー管へのウェルからの輻射効果の定量的な把握と、その効果が大きい場合には防護策の検討も今後必要と思われる。

(2) 圧力計測

圧力計測用検出端は、前項で述べた熱電対ウエルの取付け法に関する問題と同じく、耐圧部と内部構造物との熱膨張差によるズレに対する考慮が必要である。

検出端以降、圧力発信器までは、ガス冷却炉として下記のような考慮はするが、HTGR として特に問題となるような点はない。

- (1) リークを最小とすため、計装用止弁類はベローシール弁等とし、配管接続はすべて溶接とする。
- (2) 系統内 He 置換時の真空引きを考慮し、負圧でも使用可能な発信器とする。

(3) 流量計測

流量計測の検出部は、差圧式、面積式、体積式等いずれも 1,000°C 近い高温雰囲気中で用いることのできるものは現状ではない。原子炉出口流量等の高温測流量は低温配管部での測定流量から推定するのが一般的である。

高温部流量を低温部で計測する場合、中間でのバイパス流、小破断による漏洩等の影響が誤差となって現れる。高温に耐えるオリフィス材料の開発、内部断熱材のある構造物へのオリフィスの取付け法等が今後の課題である。

差圧検出端以降、差圧発信器までについては、圧力計測の場合と同様、HTGR として特に問題となるような点はない。

(4) He 漏洩計測

大規模の He 漏洩は、その系統の圧力、温度、流量等のプロセス量の変化により検知可能である。一方、プロセス量に明確な変化を与えない微小漏洩の場合は、HTGR の特性である燃料から原子炉冷却材中に滲出している希ガス系からの漏洩の測定が適している。この方法は対象機器の近くに配したコレクターからのサンプリングガスを測定するが、バックグラウンド回避のため γ 線ではなく、 β 線がプラスチック・シンチレータで計測され、その感度は $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ オーダである。

以上、主にループ型 HTGR を念頭に置き、プロセス計装センサーに関する問題について述べた。これらのことは、コンクリート圧力容器(PCRV)型の場合でも同様にあてはまると考えてよいであろう。

PCRV の場合、上記以外に検討を要する問題は、センサーのコンクリート壁貫通部の構造である。耐圧・気密性と遮蔽性能を損わないように計装配管やセンサーを貫通させるため補償遮蔽、シール構造、耐圧等についての考慮を必要とする。(川崎重工・山田邦貴)

2. 冷却材中不純物

HTGR の冷却材 He 中には微量の不純物が次に示す原因により混入する。すなわち、①核分裂生成物 (I_2 , Kr , Xe など) の混入、②構成機器の温度上昇を抑えて強度を確保するために使用されている内部断熱材からの脱ガス (H_2O , CO_2 , CO , N_2 , O_2 , CH_4 , H_2)、③循環機系からの潤滑材である水分または油の混入、④蒸気発生器伝熱管での水・蒸気の漏洩発生に伴う水分 (H_2O) の混入、⑤水分と高温グラファイトの反応による化学的不純物 (CO , CO_2 , H_2 , CH_4) の発生、⑥熱利用系の還元ガス中の水素の金属性の伝熱管内拡散透過による混入、などである。

これらの化学的不純物のうち、 H_2O , H_2 , O_2 等は炉内のグラファイトとの化学反応により、グラファイトを劣化させる。また、ごく微量の不純物を含む He 下でも金属材料は腐食などの悪影響を受ける。このため、冷却材中の不純物を常に監視し、不純物除去装置により系内の不純物を許容濃度以下に保持することが必要となる。既存の HTGR における 1 次冷却材中の不純物濃度(設計濃度)は第 4 表のとおりであり、不純物計測システムは 0.1 vpm オーダの検出限界、定量限界を有することが望ましい。また、蒸気発生器の伝熱管からの水・蒸気漏洩あるいは循環機系からの水分または油の混入発生などの緊急時には、不純物計測システムは可能な限り速やかに異常を検出する必要がある。

第 4 表 HTGR の He 中不純物濃度(設計濃度)

項 目	AVR†	Fort St. Vrain††
原子炉熱出力(MWt)	46	842
原子炉出口 He 温度(°C)	850†††	775
原子炉入口 He 温度(°C)	175	403
He 圧力 (kg/cm ²)	10.3	49.4
不純物濃度(vpm)		
H ₂ O	1	10
CO	60	
CO ₂	10	
H ₂	10	10
Ne	—	10
CH ₄	—	1
N ₂	—	10

† 750°C 運転時、†† 水のリーク量: 0.04 lb/h

††† 1974 年 2 月の一時期 950°C 運転を実施

He 中不純物濃度計測の主要な方式、原理、検出範囲等を第 5 表に、湿分計測について第 6 表に示す。

ガス中の不純物 (CO , CO_2 , N_2 , O_2 , CH_4 , H_2) 計測には通常、熱伝導度検出器付ガスクロマトグラフが使用

第5表 He 中不純物濃度計測方法

計測方法	原 理	概略検出範囲	分析時間	長期安定性・保守性	過大不純物入力に対する回復性(回復時間)
熱伝導検出器(TCD)付ガスクロマトグラフ	不純物成分の熱伝導によって、フィルメントの抵抗が変化することを利用した熱伝導セルを検出器とするガスクロマトグラフ分析法	H ₂ , O ₂ , N ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ : 10 vpm~ %オーダー	約 15min	良	普通 (約 1h)
水素炎イオン化検出器(FID)付ガスクロマトグラフ	水素の炎の中で有機分子をイオン化し、そのイオン量を高抵抗を通して電圧として検出するガスクロマトグラフ分析法	CH ₄ : 0.1 vpm~1 %	約 5min	良	普通 (約30min)
ヘリウムイオン化検出器(HID)付ガスクロマトグラフ	He キャリアガスをトリチウムにより、高エネルギーの準安定状態Heにし、このHeにより、不純物ガスをイオン化し、電極間に捕集されるイオン粒子の数を検出するガスクロマトグラフ分析法	H ₂ , O ₂ , N ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ : 0.1~100 vpm	約 5min	トリチウムの崩壊に伴う経時変化がある。(約1年で感度は半減する。)	普通。水分の影響を受けやすい。 (約 3h)
赤外線分析計(IR)	異なった原子からなる分子は、それぞれ特定の波長域の赤外線を吸収し、圧力一定のガス体では、濃度に対応した吸収を示すことを利用した分析計	CO, CO ₂ , H ₂ O: 1~100 vpm	連続 (応答時間<100ms)	良	良
ガスクロマトグラフ質量分析計(GC-MS)	電子衝撃によりイオン化された粒子のイオン電流を検出するガスクロマトグラフ分析法	H ₂ , O ₂ , N ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ : 0.01~1,000 vpm	2min	良	普通 (約30min)
分光分析法	不純物を希ガスの直流プラズマにより励起し、励起光が一定の波長をもつことを利用し、その波長の強度から定量する方法	O ₂ , N ₂ , CH ₄ , CO, CO ₂ : 0.1~1,000 vpm	分光器のスキニング速度による	普通(直流プラズマの安定性による)	普通 (約 1h)

第6表 He 中湿分計測方法

計測方法	原 理	概略検出範囲	計測の連続性(応答時間)	長期安定性・保守性(露点計測精度)	水分過大入力時の回復性
静電容量法	多孔性酸化アルミニウムの表面に、金を蒸着した酸化アルミニウムキャパシタのインピーダンスが水の蒸気圧に比例することを利用する。	0.1~1,000 vpm	連続 (=100 ms)	普通 (約±2°C)	回復困難であり酸化アルミニウムキャパシタンスを再校正する必要がある。
光学露点法	電子冷熱を利用して、ミラー表面を露点状態に保持し、分析ガスの露点を計測する。ミラー表面のくもりの状態はフォトランジスタを利用して光学的に検出する。	1~1,000 vpm	連続 (=100 ms)	良 (約±0.3°C)	良
電解電流法	五酸化リンが水分を吸収すると電解が起るため、その電解電流を測定することにより水分濃度を計測する。	1~1,000 vpm	連続 (=100 ms)	五酸化リンが劣化するため、他方式と比較して劣る。(約±2°C)	回復困難であり電解セルを交換する必要がある。
電気抵抗法	塩化リチウムを塗った表面の温度を上げて、塩化リチウムの飽和水溶液の蒸気圧が周囲の気体内の水蒸気圧と等しいときの塩化リチウムの温度変化を電気抵抗として検出して露点を求める。	100 vpm~ %オーダー	連続 (秒オーダー)	普通 1~2ヵ月ごとに塩化リチウムを交換する必要がある。	良

されているが、感度としては数 vpm オーダが限界である。そのため前述の不純物の極微量分析のためには、He イオン化検出器付ガスクロマトグラフあるいはガスクロマトグラフ質量分析計等が使用されている。また湿分については、静電容量法、光学露点法等の湿分計が使われている。

Fort St. Vrain 炉の不純物計測システム⁽²⁰⁾では、水分および CO をそれぞれ光学露点計および赤外線分析計にて連続計測している。CO を特に計測しているのは、蒸気発生器からの水・蒸気リーク時、水・蒸気とグラファイトとの反応により CO あるいは CO₂ の濃度が増加するため、これを検知しようとするものである。さらにガスクロマトグラフにより、CO、CO₂、N₂、O₂ および H₂ の分析も行われている。また、Fort St. Vrain 炉では、不純物を希ガスの直流プラズマにより励起させ、その励起光が一定の波長をもつことを利用してその波長の強度から不純物濃度を計測する方法について実験が行われている⁽²¹⁾。

HTGR プラントの不純物計測は、多数のサンプリング点の分析を行い、かつ確実に監視するため自動化された応答速度のはやい分析を必要とする。また、多量の水分混入等の異常時にも迅速に検知して警報を出せねばならない。自動分析システムを構成する主要な機器・装置は、ガスクロマトグラフおよび湿分計、オートサンブラ制御装置、キャリアガス精製装置、測定シーケンスを制御するミニコンピュータならびにインターフェースであり、その構成例は第 7 図のとおりである。このうち、キャリアガス精製装置は、0.1 vpm オ

ーダの不純物を計測するためにガスクロマトグラフ用キャリアガスとしての He ガスを高純度に精製する系統であり、液体チッ素により冷却した吸着塔にて不純物を除去する機能を有している。

第 7 図 He 中不純物分析システム構成例

1 サンプリング点の分析システムの応答速度は、サンプリング箇所と検出器間のサンプリングラインおよび弁類等の付属機器のバージ時間、サンプリングラインにおけるサンプルガス通過時間および検出器の分析時間により定まる。分析の応答速度を速くするためには、1 箇所サンプルガス分析中に次のサンプリング点のバージを行なってバージ時間を短くすること、またサンプリングライン・弁等の容積をできるだけ少なくすることが必要である。また、不純物を直接検出する部分は原子炉建屋内の管理区域に設置して遮蔽を行うことが必要となろう。さらに、より精度の高い分析を行うためには、定期的に校正用標準ガスを分析し、分析装置を自動的に校正することも重要である。

He 中不純物連続自動分析システムの装置例⁽²²⁾を写真 3 に示す。なお、本装置は放射性物質を含まないル

写真 3 He 中不純物計測システム例

ープの計測に使用されたもので、構成は第7図と同等である。
(石川島播磨重工業 浮草 寛)

V. その他の計測

1. 燃料破損の検出

被覆粒子燃料(Coated Particle Fuel, CPF)を用いた HTGR では、正常運転時にも燃料から微少の FP が冷却材に滲出している。また、燃料破損に伴う FP 漏洩は金属クラッド型ピン燃料のように直後に急激に増加することがない。しかし、燃料破損の検出(FFD)は原子炉安全上の観点、①燃料破損に誘導される局部流路閉塞、局部温度異常上昇およびこれに伴う燃料破損拡大の防止、②燃料破損の原因となっている炉心異常の早期発見および異常拡大の防止、③冷却材中 FP 濃度、機器への FP の沈着量増大の予測と防止、から重要な計測である。

ガス冷却炉の燃料破損の検出には原理的にワイヤ・ブレンピテータ法が最も適しており、実用炉である AGR ではワイヤ・ブレンピテータを用いた FFD システムが確立されている。一方、HTGR でも検出感度の高いワイヤ・ブレンピテータ法が適していると考えられるが、前述の CPF の特性を勘案すると、期待の性能が得られる見通しは少ない。例えば、現在原研で開発中の VHTR 実験炉にブレンピテータ法を適用した場合の燃料破損の検出性能は、破損 CPF に FP の閉じ込め性能をある程度期待できるため、監視対象の燃料領域内で10%の CPF の破損が発生しないと異常性を識別できないと予測されている。すなわち、現在運転中の HTGR での燃料破損の検出は、冷却材中の長半減期核種の蓄積量の測定または炉心からの取出し燃料の検査に頼っている。しかし、前者は検出感度が悪く、後者は CPF 破損のモードが高温時に FP を閉じ込める燃料の SiC のコーティング層の劣化に原因すると考えると、取出し燃料の検査は高温状態でスリーブする必要があり、設備が大掛りとなる。

以上に述べたように、HTGR での燃料破損の検出には有力な方法がない。したがって、VHTR 実験炉の FFD システムにはワイヤ・ブレンピテータ法に次の改良を加える必要があると考えている。その内容は、①炉心の各領域出口から直接に冷却材をサンプリングすることにより冷却材中 FP の希釈を抑えて検出感度を上げるとともに、サンプリング相互間の比較により異常性を識別する、②短半減期核種の検出効率を上げることにより、長半減期核種の蓄積によるバックグラウンド効果を低減する、などである。現在、この FFD

システムの基本原理の実証は JMTR のガス・スリーブ・キャプセルを用いて行われている。

2. FP 沈着量の測定

原子炉冷却系の機器および配管の内面に沈着した FP、放射化した腐食生成物などの測定は、炉の運転管理および配管破損時の放出 FP の推定に重要である。この FP などの沈着測定には次の2つの方法がある。

①従来から行われている破壊法で、沈着した機器や配管の一部の切断による取出しまたは試料片の測定箇所への挿入で得られた試料を定性定量分析する方法、②可搬型 Ge 検出器と小型コリメータを組み合わせた検出システムによる方法である。②の方法は対象箇所の外面より内部の沈着物質から放出される γ 線を *in-situ* 測定する。①は検出精度が良く、かつ表面に沈着した量と内部に拡散した量の分離が可能である。したがって、この方法は沈着物の内部への拡散が問題となる高温部における FP 沈着機構の解明に有用である。しかし、試料片採取の手間および放射線被曝管理などの実施上の問題を考慮すると、破壊法は多数の箇所の沈着測定には適していない。

一方、②の可搬型 Ge 検出器を使用する方法は、測定対象を破壊することなく、多数の箇所を測定できるとともに連続測定が可能であり、FP の沈着挙動の解明に役立つ。この方法による定量分析の精度を上げる

第8図 高温ガス炉における
FP 沈着測定例⁽²⁸⁾

ためには測定箇所と同じ構造のモックアップによる校正実験を必要とするが、単純な構造の配管などについては計算のみで検出効率の誤差を20%以内に抑えうることが実験により確認されている。この実証試験はJMTRの OGL-1 において1977年から始められ、FPや腐食生成物および黒鉛ブロックの不純物など20数核種が $10^{-5} \sim 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ にわたって機器、配管の内面に沈着分布していることが測定された。その1例を第8図に示す。

可搬型検出器によるFP沈着量の測定の用途の拡大には、Ge検出器の小型化および高線量率下で作動可能な常温半導体検出器(CdTe, HgI₂など)の開発が望まれる。

3. 機器構造の監視および格納容器内モニタ

HTGRの機器構造の監視は原子炉压力容器の構造により大きく異なる。初期の小型のHTGR(Peach Bottom 炉, Dragon 炉, AVR)では鋼製压力容器が使用されており、その压力容器の内・外面の温度測定あるいは歪測定が行われた。この高温(400~300°C)の放射線雰囲気下で使用される炉容器壁材の歪監視は、ストレーン・ゲージにより測定された例があるが、その目的を達することはできなかったといわれている。その後のPCRV使用のHTGR(Fort St. Vrain 炉, THTR)では、コンクリート材の温度監視が重要となり、PCRV内のおおののキャビティのライナーとコンクリート間の冷却状態の監視、およびコンクリートの締付け材の張力の監視などの例がある。上記の両形式の炉ともに、温度計測は高温部では熱電対、300°C以下の低温部では抵抗温度計で行われている。また、コンクリートの締付け材の張力の測定は、温度が低い場合歪計の使用に問題は生じていない。

他に機器の監視として、ガス循環機および制御棒駆動装置などの動的機器の機械構造の冷却状態あるいは振動監視、ならびに各容器類でのフランジ構造またはシール部からの原子炉冷却材の漏洩監視などが重要である。このうち、原子炉冷却材の漏洩監視の計測は第IV-1(4)項で述べたとおりであるとともに温度計測、歪計測ともに在来の技術である。また、初期のPeach Bottom 炉では、制御棒が黒鉛で造られた剛体のためその折れを監視する装置(制御棒にNiワイヤを添わせて異常を電気抵抗の変化で知る)が導入されたが、PCRV使用のHTGRでは炉心上部から中性子吸収体をワイヤーで吊り下げる制御棒となったため、この種の監視はなくなった。

格納容器内のモニタとしては、雰囲気ガスの監視系

と放射線モニタが重要である。まず、格納容器内雰囲気モニタは、鋼製压力容器使用の場合の不活性化室での酸素濃度測定が重要となるが、PCRV使用の場合には雰囲気測定は必要でなくなる。この酸素濃度測定には、常磁性タイプの酸素検出器および吸湿塩を利用した湿分検出器が利用される。

一方、格納容器内放射線モニタでは、第IV-1(4)項で述べたHe漏洩監視に併用されるガス・モニタ系のはかに事故後監視系の機能を持つヨウ素モニタがある。この装置は低レンジ系と高レンジ系に分けて設置されるが、その両系の差異はサンプラーのフィルタに付着したヨウ素を測定するγ線検出器のコリメータの窓の大きさが主である。

(原研・江崎正弘, 片桐政樹)

VI. あとがき

HTGR計装においても、従来の原子炉や工業プラントの技術が活用できる分野は多い。しかしそれら計装のセンサー部分では、高温と高放射線雰囲気における耐久性と必要精度を確保するため、あるいは従来なかった特殊な計測技術のため、本稿に述べられたように新たなかつ根本的な研究開発を必要とするものも少なくない。

核計装用のセンサーである高温中性子検出器の開発研究はほぼ峠を越した感があるが、800~1,350°Cの作動温度仕様を必要とするインコア中性子電離箱の開発はその必要性を含めて今後の研究課題である。

炉内温度分布監視用の炉心内熱電対は、750°C程度の発電用HTGRでは、CA熱電対の信頼性の改良が課題であり、1,000~1,350°Cの温度領域で使用されるVHTR用炉内熱電対では、熱電対素線材料自体の開発を含め本格的な研究開発が進められている。また炉心内を除く原子炉プラントのプロセス計装では、多重構造の冷却系配管内部への温度、流量センサー類の取り付け方法の開発が主要な課題で、さらに1次系Heガス中の不純物モニタ機器類は、理化学計測器の域を脱していないものもあり、少なくとも1年程度は調整や保守に人手をかけなくてもよい、いわゆる工業計器レベルの計測器にすることが今後の主な研究課題である。

CPFの破損検出法は、CPFのFP放出挙動と関係してむづかしい研究課題であり、本格的な研究が進められている。一方、原子炉プラントの機器および構造の監視技術については、現状技術の活用によりほぼ要求仕様が満たせるものと考えられている。

わが国において、HTGRの計装は現在のところ軽水炉や高速炉のそれと比べて若干なじみの薄い分野であったかもしれない。しかし、その研究開発は、今後の原子力の高温領域での核熱利用のためにきわめて重要であり、またそのセンサーや計測器類にはやり甲斐のある研究開発課題がまだ多数残されている。今後より多くの専門家の参画が望まれるところである。

(原研・若山直昭)

参考文献

- (1) 野沢俊弥, 能沢正雄: 多目的高温ガス実験炉の開発, 原子力誌, 14[8], 40 (1971).
- (2) 青地哲男, 他: 多目的高温ガス実験炉の設計とその課題, 同上, 19[12], 14 (1977).
- (3) GOODINGS, A., HAGGER, H., PHILLIPS, R.D.: "Reactor Control Neutron Detectors for Operation at High Temperature", Inst. Elect. Eng., Publ. No. 47, p. 37 (1968).
- (4) MOBBS, D.J.: Neutron detectors for reactor control, J. Inst. Nucl. Eng., 18[1], 16~25 (1977).
- (5) PFLASTERER, G.R.: LMFBR instrumentation and control, Trans IEEE, NS-20[1], 586~593 (1973).
- (6) ROSENTHOL, M.W.: ORNL-4812, Chap. 10, Plant control and instrumentation, (1972).
- (7) MCNEESE, L.G.: ORNL-5018, Chap. 12, Instrumentation and controls development, (1974).
- (8) WAKAYAMA, N., YAMAGISHI, H., TOMODA, T., KAWASHIMA, K.: Development of fission chamber for high-temperature reactors, Proc. Symp. on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, Vol. I, p. 243~255 (1978), IAEA.
- (9) WAKAYAMA, N., GOTOH, H., TOMODA, T.: High-temperature neutron detector development, JAERI-M 5955, p. 131~134 (1975).
- (10) WAKAYAMA, N., YAMAGISHI, H., ITOH, H., TOMODA, T.: High-temperature resisting neutron detectors, JAERI-M 7844, p. 133~136 (1978).
- (11) 若山直昭, 山岸秀志, 伊藤 浩, 川島克彦, 友田利正, 深草伸二: 高温用核分裂計数管の開発(Ⅳ), (Ⅴ), 原子力学会昭53分科会予稿集(I), B68, B69, (1978).
- (12) WAKAYAMA, N., YAMAGISHI, H., ITOH, H., TOMODA, T., FUKAKUSA, S.: Development of high-temperature neutron detectors, JAERI-M 8393, p. 77~79 (1979).
- (13) 山岸秀志, 伊藤 浩, 若山直昭, 友田利正, 深草伸二: 高温用核分裂計数管の開発(Ⅶ), 600°C炉内実時間長期作動試験, 原子力学会昭55分科会予稿集(I), C19, (1980).
- (14) 若山直昭, 山岸秀志, 友田利正, 深草伸二, 田中広二, 川島克彦: 高温用7線補償型電離箱の開発, (I), 同昭52分科会予稿集, C1, (1977).
- (15) 深草伸二, 田中広二, 友田利正, 若山直昭, 山岸秀志: 高温用CICの開発(Ⅱ), 同昭54年会要旨集, D39, (1979).
- (16) 荒 克之, 若山直昭, 田代和年: 同昭53分科会予稿集, B73, (1978).
- (17) 同上: 同上, B74.
- (18) 荒 克之, 若山直昭, 角田恒巳, 山田正治: 第18回 SICE 学術講演会, 1717 (1979).
- (19) 荒 克之, 若山直昭, 田代和年, 菊池正文: 原子力学会昭55分科会予稿集, B17, (1980).
- (20) Public Service Co. of Colorado, Fort St. Vrain Nuclear Generating Station, Final Safety Analysis Report, pp. 7.3-16~7.3-18.
- (21) DOMDY, D.J.: Impurities monitor for the primary loop of gas-cooled reactors, Proc. Symp. on Nuclear Power Plant Control and Instrumentation, Vol. II, p. 455~468 (1978), IAEA.
- (22) 原子力製鉄技術研究組合・石川島播磨重工業: 原子力製鉄高温熱交換器の研究開発, (1978).
- (23) 日本原子力研究所: 多目的高温ガス炉研究開発の現状, 第8回多目的高温ガス炉研究成果報告会, (1979).

○ Third Pacific Basin Conference(第3回環太平洋会議) ○

1981年2月16~18日(於 Acapulco, Mexico)

◇ Preliminary Program ◇

- (1) Panel on INFCE Implications
- (2) Nuclear Fuel Supply
Uranium Exploration and Production
Enrichment
- (3) Back End Aspects of the Fuel Cycle
Transportation
Fuel Waste Disposal
Reprocessing
Waste Processing
Waste Disposal

- (4) Research and Test Reactors
- (5) Regional Planning
Planning for Regional Centers
Regional Cooperation for Emergency
Planning
The Regional Cooperative Agreement for
Asia and the Pacific Region
- (6) Panel on Regional Cooperation

日本からは、大島恵一(東大), 神田啓治(京大), 清瀬量平(東大), 高島洋一(東工大), 田宮茂文(原燃サービス), 中島健太郎(動燃)の各氏が参加されます。

問合せ先 東京大学原子力工学科 清瀬量平氏宛
(Tel. 03-812-2111, 内 6995)