島根原子力発電所における炉心管理と 燃料管理実績

初装荷燃料 400 体健全に使用し終える

古稻 豊*, 中庭一彦**, 和泉敏太郎*

(1980年 7月4日 受理)

Core and Fuel Managing Achievements in Shimane Nuclear Power Station
Burned up 400 Bundles of First Core Fuel without Cladding Failure

By Yutaka KOINE, Kazuhiko NAKANIWA and Bintaro IZUMI

Shimane Nuclear Power Station has been in service of commercial operation since the end of March 1974, and undergone 6 annual inspections and refuellings during the service of commercial operation.

In the annual inspection performed at the end of May 1980, 400 bundles of the first core fuel was exchanged with new core fuel, to show no leak of fission products and no failure of cladding.

This paper describes the achievements and their evaluation of core and fuel management including (1) power up methods and power increasing rate (kW/ft·h), (2) shut down margin of each cycle after refuelling and (3) inspection of irradiated fuel rod surfaces.

KEYWORDS: Shimane Nuclear Power Station, nuclear fuels, inspections, performance, reactor core, reactor operation, reactor fueling, reactor maintenance, first core, power up method, power increasing rate, shut down margin, in core sipping, crud, irradiated fuels

I. まえがき

島根原子力発電所は1970年2月より建設に着手し、1974年3月営業運転に入った。以来順調に運転が行われ、初装荷燃料400体は各定検で取り替えられ、第6回定検(1980年3月開始)で全数取出しとなった。この間、最も長く炉内に燃料が滞在した期間は6年であり、各定検で炉内ショッピング検査を実施したが、いずれの場合も初装荷燃料はもちろんのこと、各定検時に装荷した取替燃料にも全く燃料漏洩なく、健全に運転してきた。

過去6年間の運転実績はFig. 1に示すとおり、改良工事のため定検が長くなった年度を除いて70%以上であり、通算平均利用率は69.5%であった。過去6年間初装荷燃料(第1炉心燃料)と混在して使用した燃料仕様をTable 1に示す。

高利用率を維持しながら、燃料破損、燃料漏洩を全く生じさせないために、当発電所の運転管理では、(1)出

力上昇時とくに制御棒引抜時の線出力を低く抑えるため、他の BWR 発電所で採用しているヘイリング分布**の考え方ではなく、ダックテイル分布**となるよ

* 中国電力(株)島根原子力発電所(Shimane Nucl. Power Station, Chugoku Elec. Power Co.)

** 中国電力(株)原子力部(Nucl. Power Div., Chugoku Elec. Power Co.)

※ サイクル末制御棒全引抜きで達成される出力分布となるように、サイクルを通じて制御棒パターンを組めば、サイクル末で制御棒全引抜きにて熱的制限条件内の出力分布が達成できるので、サイクル末で出力分布制御のための反応度余裕(マニユーバリング)をもつ必要がない。

※※ ※ヘイリング分布は各サイクルごと(燃料取替ごと)に変化し、比較的歪んだ出力分布のため熱的制限値に近い局所出力となり、燃料棒に与える影響上好ましくない。このため各サイクルとも平坦なダックテイル分布とし、熱的制限値に十分余裕のある運転を行うのが好ましい。しかし、ダックテイル分布とするとサイクル末で出力分布制御のための反応度余裕をもつ必要がある。

Fig. 1 Operation history of Shimane Nuclear Power Station

Table 1 Fuel specifications loaded in Shimane Nuclear Power Station

Fuel type	U enrichment (%)	Gd enrichment (%) and rod number	Feature of fuel bundle specifications
Initial fuel			
7×7 initial type	2.09	—	① Stress relief tube ② SUS wire spacer ③ With poison curtain ④ Long size pellet & partially dish pellet
Reload 1, 2 fuel			
7×7 revised type	2.50	1.5 (4 rods)	① Full annealed tube ② Zry-4 spacer ③ Short size & chamfer pellet. Partially Gd contained Applying this spec. to undermentioned fuel batch.
Reload 3, 4 fuel			
8×8 type	2.62	1.5 (4 rods)	① One water rod
Reload 5, 6 fuel			
8×8 type	2.62	1.5 (6 rods)	
Reload 6 fuel (Type II)			
8×8 type	2.01	5.0 (2 rods)	① Two enrichment region in axial direction ② Two water rods

(Note) (1) Core thermal power: 1,380 MWt
 (2) Electric output: 460 MWe
 (3) Reactor pressure: 70.1 kg/cm²·g (286°C)
 (4) Bundle number: 400 bundles

うに、制御棒引抜きシーケンスを予測解析し、線出力を低く抑えたこと、および(2)炉水の水質管理にあたっては、BWR プラントでは初めて給水系に酸素注入を行う等、細心の注意を払ったこと、を特徴とする。

出力上昇方法については、薬師寺⁽¹⁾が運転方法の紹介と100%出力運転の炉心性能実績等の報告を行い、燃料棒表面のクラッド付着状況については、杉光⁽²⁾が当発電所で行なった燃料棒軸方向クラッド付着分布の報告を行なっている。本稿では、さらに過去6年間の制御棒引抜き時等の大幅な出力変化時における線出力、出力上昇率分析結果、照射燃料体検査結果および燃料棒表面クラッド分布の燃焼による追跡検査結果について記述し、少なくとも、こういう点に考慮すれば燃料の健全性は維持できるであろうという評価を加えた。

このほか各定検時に実施した燃料取替え後の炉物理試験結果に基づく炉停止余裕の評価についても述べる。

II. 炉心管理実績

過去6年間、島根原子力発電所で行なって来た出力上昇、出力変化方法および燃料取替時に実施してきた炉物理試験結果について以下に示す。

1. 出力上昇、出力変化方法とその実績

当発電所では定検または計画停止後の冷温起動のほかに燃料を均等に燃やすため2～3ヵ月に1度制御棒パターン交換を実施するための出力変化を行なっている。燃料はこれらの出力変化時に受ける応力等によ

り、燃料被覆に影響を受けることが多い。このため当発電所では次の点に注意を払っている。すなわち

- (1) 制御棒引抜きは出力約50%以下(最大線出力約8 kW/ft、当初はハルデン炉等で行なわれた試験報告等¹⁰⁾をもとに、出力50%に相当する8 kW/ftを制御棒引抜き時のしきい値と定めた。これは当発電所の実績でも妥当であることが立証され、ASEA-ATOM BWR 炉についても8 kW/ftの妥当性について最近の専門家会議で発表されている)でのみ実施する。
- (2) 制御棒引抜きシーケンスは、460 MWe到達後の出力分布がヘイリング分布でなく、平坦化されたダックテイル分布となるように作成する。これは460 MWe到達後の線出力を低く抑えるとともに、制御棒引抜き時の出力分布を平坦化するので、8 kW/ft 以下での引抜きが可能となり、かつ制御棒引抜き後、約10 h内に生ずるXe アンダーシュートによる局所的な出力上昇を、7×7燃料で0.07 kW/ft・h、8×8燃料で0.06 kW/ft・h程度に抑えることができる。
- (3) 最大線出力8 kW/ft以下で制御棒引抜きを完了した後の出力上昇は再循環流量により行い、その上昇率はXe アンダーシュートによる出力上昇する期間を除いて2 MWe/h(0.06 kW/ft・h以下)で実施する。
- (4) プリコンディショニングされた出力分布領域(エンベロップ)であっても8 kW/ft以上では制御

棒引抜きは行わないで、再循環流量制御により2 MWe/min で出力上昇する。その際でもXe アンダーシュート等を考慮に入れて9 kW/ft までしか2 MWe/min で出力上昇は行わず、それ以上については2 MWe/hで行う。(Table 2)

比較的燃焼の進んでいない第2サイクル末期までは、制御棒引抜きにより約9 kW/ft まで出力上昇した経験があるが、いままでに燃料漏洩が発生していないことから9 kW/ft まで制御棒引抜きを行うことは許容できそうである。Xe アンダーシュートによる出力上昇率も、この期間中の平均で0.06~0.07 kW/ft・h、最大で0.1~0.2 kW/ft・hまで経験しているが、前述のように燃料漏洩が発生していないことから、炉内最大線出力が10 kW/ft 程度までの間であれば、出力上昇率を0.06 kW/ft・hをもう少し大きくして0.07~0.08 kW/ft・h程度にすることが可能と考えている。(Fig. 2(a), (b); Fig. 3(a), (b))

2. 燃料取替後の炉停止余裕測定実績

当発電所では第II-1節に述べたように、出力分布を平坦化したダックテイル分布にするため、各サイクルとも達成可能燃焼度に約500 MWd/t 程度の余裕を持たせた。このため各サイクル初期での炉停止余裕に注目して、Gd 燃料棒本数を増すなどの設計変更を第5回取替燃料より実施した。

- (1) 過去6年間の燃料取替実績はTable 3に示すとおり、十分なマニューバリング反応度をとったた

Table 2 Observed results of core performance in power up

Fuel type	Operation cycle	Max. LHGR† in control rod withdrawing (cycle average) (kW/ft)	Average LHGR† increasing rate by Xe undershoot transient (kW/ft・h)	Average LHGR† increasing rate by PLR†† flow control (kW/ft・h)	Max. LHGR† after reaching full power (kW/ft)
7×7	1st	8.1(max. 8.8)	0.06	0.046	13.9(max. 15)
	2nd	8.4(max. 8.8)	0.05	0.044	13.5(max. 14.4)
	3rd	8.4(max. 8.6)	0.07	0.043	13.4(max. 14.2)
	4th	7.8(max. 8.1)	0.07	0.043	10.6(max. 10.9)
	5th	7.7(max. 8.3)	0.05	0.033	11.7(max. 11.6)
	6th	6.9(max. 7.2)	0.06	0.029	10.4(max. 10.6)
8×8	4th	6.3(max. 7.0)	0.06	0.031	9.4(max. 10.6)
	5th	7.5(max. 7.8)	0.05	0.033	11.2(max. 11.7)
	6th	7.6(max. 8.0)	0.06	0.032	10.9(max. 11.6)

† LHGR: Linear Heat Generating Rate, †† PLR: Primary Loop Recirculation

(Note) Power increasing by Xe undershoot transient is occurring at 4 h later after control rods operation, and is kept on 10 h. Max. LHGR increasing rate by Xe undershoot transient is 2.5 times as large as above mentioned average LHGR increasing rate by Xe undershoot transient.

Fig. 2(a) Power up schedule after cold shut down

Fig. 2(b) Flow control curve

Fig. 3(a) Power up schedule after control rod pattern exchange

Fig. 3(b) Flow control curve

め出力分布の制御が容易であり、また各サイクルでの炉停止余裕も $1.0\% \Delta k$ 以上持たせることができた。

- (2) 各燃料取替炉心での反応度のバラツキを測定するために各サイクル初期、サイクル途中での秋期計画停止時、サイクル末(定検開始後、約10日目)に冷温臨界試験を実施してきた。燃料取替を $\frac{1}{4}$ 対象に実施しているので、試験は各象限(第1～第4象限)の対称な制御棒にて実施し、各象限での燃料の製造公差、燃焼のバラツキおよび制御棒

Table 3 Observed results of refuelling

Cycle	Practicale cycle length (analyzed) (MWd/t)	Actual results of cycle length (MWd/t)	Shut down margin† (% Δk)	Reload fuel numbers at beginning of cycle
1st	7,100	5,610	2.35(BOC-1)	—
2nd	5,300	4,830	1.35(BOC-2)	56
3rd	5,400	4,060	1.34(BOC-3)	80
4th	5,200	3,620	1.74(BOC-4)	64
5th	5,200	4,570	1.45(BOC-5)	68
6th	5,700	5,000	1.61(MOC-6)	76

† Enforcement time of shutdown margin test

- (Note) (1) Above-mentioned shutdown margin means the minimum margin through the cycle (measuring the shut down margin at BOC, MOC & EOC)
 (2) BOC means beginning of cycle, MOC means Middle of cycle, EOC means end of cycle.
 (3) Practicable cycle length means the analyzed cycle length by Hailing power distribution, in condition of running full power operation till all control rod withdrawn.
 (4) Shutdown margin is evaluated by results of reactor critical test.

反応度のバラツキ等による炉心反応度のバラツキを評価した。(Table 4)

Table 4 Reactivity variation of each quadrant of core

Cycle	Average shut down margin of each quadrant of core (% Δk)	Reactivity variation of each quadrant of core (% Δk)
1st	2.35	—
2nd	1.40	+0.06 -0.05
3rd	1.42	+0.06 -0.08
4th	1.81	+0.05 -0.07
5th	1.53	+0.04 -0.08
6th	1.71	+0.07 -0.10

この結果から、炉停止余裕検査時に製作および計算誤差を考慮して確保すべき反応度余裕 $0.38\% \Delta k$ (国内で通常用いられている値) に対する評価を行なった。すなわち、

$$\sigma_1 = \text{燃料, 制御棒の製作公差等により生ずる反応度不確定分} = 0.06\% \Delta k$$

$$\sigma_2 = \text{予測計算誤差(各象限の反応度のバラツキ程度である)} = 0.06\% \Delta k$$

炉停止余裕検査時に、反応度余裕として通常 2σ ($0.38\% \Delta k$ に相当) をとっており、当発電所のデータを基に評価すると次のようになる。

$$2\sigma = \sqrt{\sigma_1^2 + \sigma_2^2} = 0.17\% \Delta k$$

したがって、確保すべき反応度余裕は当発電所の結果からみて十分な余裕であると考えられる。

- (3) 当発電所では、燃料取替えを時計方向または反時計方向に行い、 $\frac{1}{4}$ 炉心ずつ新炉心が完成するようにし、最初の $\frac{1}{4}$ 炉心が完成すると、冷温臨界試験を実施して全炉心完成後の炉停止余裕を推定してきた。これは定検工程上、燃料取替えはクリティカルパスになっているので、全炉心取替後の炉停止余裕を推定し、取替計画変更の必要性の有無を早く確認する必要があるためである。各サイクルでの $\frac{1}{4}$ 炉心取替時の炉停止余裕実測値と全炉心取替時の炉停止余裕実測値との反応度差分は、Table 5 に示すとおりである。

Table 5 Reactivity of partial core refuelling

Refuelling	Reactivity variation of quarter core refuelling and full core refuelling ($\% \Delta k$)
1st	0.075
2nd	0.055
3rd	0.002
4th	0.088
5th	0.031
6th	0.059

Reactivity of quarter core refuelling is less than full core refuelling's.

Ⅲ. 燃料管理実績

過去6年間燃料漏洩がなかったこと、酸素注入等の効果により燃料棒表面にクラッドがほとんど付着していなかったことから、照射燃料体検査が十分実施できた。それらの結果について以下に示す。

1. 炉内シッピング検査実績

(1) 運転中の ^{131}I 濃度と追加放出

当発電所では第1サイクル以来(1974年3月運開以降)燃料漏洩発生がなかったことから、炉水中に存在する ^{131}I に着目し、それがなぜ $10^{-6} \mu\text{Ci/cc}$ 程度存在するかということについて検討を重ねた。この結果、燃料被覆、チャンネルボックス中にごく微量であるが、不純物として含まれるU、あるいは燃料被覆表面に付着しているUによるものであろうという仮説をたて、

モデルを作成して各サイクルの炉水中の ^{131}I 濃度を評価したところ、実際に測定した炉水中の ^{131}I 濃度とよく一致していることがわかった。以来、運転中の炉水 ^{131}I 濃度と原子炉停止時の ^{131}I の追加増量より、燃料漏洩の有無について1次判定を行なってきた。各サイクルの運転中の ^{131}I 濃度と ^{131}I の追加増量はTable 6 に示すとおりである。

Table 6 Specific radioactivity of ^{131}I in core water

Cycle	Average ^{131}I density of core water in full power operation		^{131}I increasing rate of reactor shutdown	Remarks
	Analyzed value by simulating equation ($\mu\text{Ci/cc}$)	Observed results ($\mu\text{Ci/cc}$)		
1st	2.5×10^{-7}	Less than 2.5×10^{-7}	Not increasing	No failure of fuel cladding
2nd	5.3×10^{-7}	3.7×10^{-7}	"	"
3rd	5.8×10^{-7}	4.2×10^{-7}	"	"
4th	6.0×10^{-7}	5.8×10^{-7}	"	"
5th	6.0×10^{-7}	5.6×10^{-7}	"	"
6th	6.1×10^{-7}	6.7×10^{-7}	"	"

(2) シッピング検査結果

上記のように、運転中は燃料漏洩がなくても ^{131}I が存在するが、原子炉停止後実施するシッピング検査では ^{131}I は検出されない。これは燃料棒外で発生した ^{131}I の親核種である ^{131}Te の半減期が24minと短く、早く ^{131}I になって炉水に溶け炉浄化系で除去されるためである。一方、 ^{132}I の親核種である ^{132}Te は半減期が77hと長く、時間をかけて ^{132}I に変化するため、原子炉を停止しても ^{132}I は炉水中にかなりの期間存在する。もしピンホール等による燃料棒内からの漏洩によるものであれば、燃料棒内に蓄積されている ^{131}I が連続的または間欠的に出てくるため、原子炉停止後も炉水中に ^{131}I が存在する。なお、リークによりヨウ素が出る場合は、 ^{132}I は半減期が ^{131}I に比べて短いため ^{131}I の方が多く検出される。上記のように、燃料漏洩のない場合は、 ^{131}I は全く検出されず ^{132}I のみ検出される。このため BWR では ^{131}I のみ注目して検査を実施しているところが多い。

^{131}I の γ 線エネルギー相当 (364 keV) のチャンネルでの総カウント数 $^{131}\text{E}_t$ と ^{132}I の γ 線エネルギー相当 (670 keV) のチャンネルでの総カウント数 $^{132}\text{E}_t$ の相関をとると、Fig. 4 に示すとおり、直線的な相関がある。これは、燃料漏洩がない場合は、原子炉内に存在

Fig. 4 Relation of $E_{\gamma}^{132}\text{I}$ with $E_{\gamma}^{131}\text{I}$, obtained from core sipping

する ^{132}I のコンプトン効果により ^{131}I チャンネルでのカウント $E_{\gamma}^{131}\text{I}$ が形成されているためと考えられる。当発電所に装荷されている燃料の中でクラッド付着量の多い初装荷燃料では、クラッドにより ^{132}I の親核種である ^{132}Te が燃料棒表面にホールドされているため ^{132}I が多く検出されており、初装荷燃料の $E_{\gamma}^{131}\text{I}/E_{\gamma}^{132}\text{I}$ 比は約 $1/6 \sim 1/7$ である。一方、付着クラッドがほとんど付着していない取替燃料では、 ^{132}I はごくわずかししか検出されず $E_{\gamma}^{131}\text{I}/E_{\gamma}^{132}\text{I}$ 比は約 $1/3$ 程度である。 SHIPPING 結果を Fig. 4 のように整理し、 $E_{\gamma}^{131}\text{I}$ と $E_{\gamma}^{132}\text{I}$ との関係が直線関係から外れた点に生ずれば、燃料漏洩を疑ってみる必要がある。

2. 照射燃料体検査実績

(1) 外観検査結果

過去6年間実施した燃料外観検査の結果を要約すると次のとおりとなる。

(1) 初装荷燃料に若干クラッドが付着していた。これは運開当初1~2ヵ月の間、給水系への酸素注入を実施していない期間があり、この間にクラッドが付着したものと考えられる。これは、それ以降装荷した燃料にはクラッドが付着しておらず、黒褐色のオートクレープ色または金属色を呈していることから裏付けられる。

(2) 取替燃料にはほとんどクラッドが付着していなかったため、経年的な燃料被覆の表面観察ができた。通常、装荷後約2年間程度はオートクレープ

色が残る、それ以上炉内に滞在しているものは徐々にオートクレープ色が消失して金属色を呈していた。第1回取替燃料は5年間の照射を経験したが、オートクレープ色が点在しているのが観察された。

(3) 燃料被覆はクラッド付着がほとんどなく、オートクレープ色が炉内装荷後、長期間にわたって残っていたことから判断して、被覆の温度上昇は低く抑えられ、燃料被覆表面の酸化の進行は設計で見込んでいるより小さいものと思われる。

(4) 燃料棒間隔はPWRで問題となったボウイング現象は生じていないが若干間隔不揃いのあるものが観測された。その後、各定検時に

間隔不揃いのあったものについて追跡調査を実施し、進行性のあるものでないことを確認した。

(2) 燃料被覆へのクラッド付着

当発電所で使用した燃料の中で、燃料被覆に最も多くクラッドが付着していた初装荷燃料について、各定検時にクラッド採取を行なってクラッド付着量の定量評価を行なったところ、次のような結果を得た。

- (1) 初装荷燃料のクラッド付着量 (mg/cm^2) は経年的な変化がなく、運開当初の酸素注入を行っていない期間に付着したものである。
- (2) クラッドの付着分布はチャンネル内の冷却材速度と出力分布(燃焼度分布)に相関がある*。(Fig. 5(a), (b)参照)
- (3) 燃料被覆に付着しているクラッド成分はおおむねTable 7に示すとおりである。

Table 7 Main constituents of crud

Composition	Fe_3O_4	Ni	Cr	Cu	Co
(%)	98 ~100	0.5 ~2	0.1 ~0.5	0.01 ~0.1	0.01 ~0.05

(3) チャンネルボックス表面へのクラッド付着
燃料被覆表面は発熱体であるためクラッドが付着

* Fig 5(a), (b)において上から3番目のセグメントのクラッド付着量は、燃料検査台上部支持棒があるのでサンプリングできないため、測定、評価していない。

Fig. 5 (a), (b) Axial distribution of surface crud and exposure along fuel rod

し、チャンネルボックスは非発熱体であるためクラッド付着はほとんどないものと考えていたが、念のためチャンネルボックス内外面についてクラッド採取を行なったところ、次のような結果を得た。

- (1) チャンネルボックス外面と内面のクラッド付着量を比べると、内面の方が約10倍多く付着していた。
- (2) チャンネルボックス外面のクラッド付着量は燃料被覆表面のクラッド付着量の約0.1%程度であった。
- (3) チャンネルボックス外面のクラッド付着量はFig. 6に示すとおり、上部ほどクラッド付着量が多くなっていた。これはチャンネルボックス外面は上部の方が温度が高くなっているためと考えられる。これは燃料棒表面のクラッド付着量($\mu\text{g}/\text{cm}^2$)が、熱流束(W/cm^2)の2乗に比例して増加する現象⁽⁹⁾に類似している。

Ⅳ. 燃料漏洩を生じなかった要因推定

燃料がすべて健全であったという理由は種々推定されるが、当発電所で行なっている運転方法の特徴から

考えると、次の3点を要因として挙げる事ができる。

- (1) 冷温起動、制御棒パターン交換等の出力変化時には、制御棒引抜きは線出力8 kW/ft(炉出力で約50%)以下で行い、それ以上では再循環流量制御により0.06 kW/ft・h以下で出力上昇し、燃料ペレットと被覆の応力緩和を図った。

また、100%出力到達後の最大線出力を、7×7燃料で13 kW/ft以下、8×8燃料で11 kW/ft以下で行えるような、出力分布平坦化を狙った制御棒引抜きシーケンスを作成したため、低炉心流量域(出力50%、流量40%程度)で100%出力の制御棒パターンを組む際の最大線出力を8 kW/ft以下に抑えることが容易であった。さらに、平坦化した出力分布のためXe アンダーシュートによる局所的な出力上昇率も0.06~0.07 kW/ft・h程度に抑えることができた。

- (2) プリコンディショニングされた出力分布領域(エンベロップ)内であっても、8 kW/ft以下でのみ制御棒引抜きを行い、それ以上では再循環流量制御により出力上昇した。その際、9 kW/ftまでは

Fig. 6 Axial distribution of surface crud along channel box

エンベロップの効果を一部期待して 2 MWe/min で出力上昇したが、9 kW/ft 以上では 2 MWe/h で行なった。

(3) 復水脱塩器前に復水フィルタを設けて、復水からの持込みクラッドを除去し、さらに復水脱塩器出口に酸素注入を行うことにより、原子炉内へ持ち込まれる Fe 量を 1 ppb 以下に抑えた。このため燃料被覆に付着するクラッド量は、当発電所で最も多く付着している初装荷燃料でも、平均で 2 mg/cm² 程度と非常に少なく抑えることができた。

V. むすび

以上、島根原子力発電所で過去 6 年間実施してきた炉心管理、燃料管理実績について述べ、運開以降燃料漏洩を生じなかった要因について検討したが、本稿が今後の原子力発電所の運転にわずかでも参考になれば幸甚である。今後のエネルギー供給源としての原子力発電所の信頼性をより向上させるためにも、上記の実績をもとにさらに研究を重ね、きめ細かい配慮を加えて運転を続ける所存である。

— 参考文献 —

- (1) 葉師寺 薫, 他: 島根原子力発電所の運転実績, 原子力誌, 19[4], 233~236 (1977).
- (2) 杉光山太, 他: 燃料使用経験—水質の影響, 火力発電, 29 [2], 41~45 (1978).
- (3) 原子力学会「核燃料挙動」研究専門委員会: 酸化燃料の照射挙動, 原子力誌, 19[5], 303~323 (1977), MOGARD, H., et al.: Power increases and fuel deflection, A/CONF. 49/P/314, Vol. 10, (1972), IAEA.
- (4) OLSSON, S.L.: Operation with monosequences in ASEA-ATOM BWR's, away of reducing the impact of PCI, 水炉の PCI 専門会議 (Sep. 1980), 出席報告, NEN-ANSEN No. 12, (1981).
- (5) CHARLESWORTH, D.H.: The deposition of corrosion products in boiling water systems, Chem. Eng. Symp. Ser., 66[104], 21~30 (1970).

第32回自動制御講習会

「シーケンス制御の現状」

主催 日本自動制御協会, 協賛 本会ほか18学協会

会期 〈大阪〉1982年2月3日(水), 4日(木)

〈東京〉 2月17日(木), 18日(木)

会場 〈大阪〉阪急ターミナルビル (大阪市北区芝田1丁目)

〈東京〉ダイヤモンドホール (千代田区霞ヶ関1-4-2)

○プログラム○

2月3日・17日 (9:30~16:50)

シーケンス制御技術の動向 (京大) 花房秀郎

シーケンス制御系の新しい表現法 (東工大) 長谷川健介

最近のシーケンス制御システム機器 (横国大) 関口 隆

シーケンス制御と仕様記述 (安川電機) 楠田喜宏

2月4日・18日 (9:30~16:50)

NCKにおけるシーケンス制御 (富士通ファナック) 福山敬臣
量産型機械工場におけるシーケンス制御

(トヨタ自工) 高瀬公宥
プラントでのシーケンス制御 (専売公社) 高橋 博

小形シーケンスコントローラの使い方 (立石電機) 柳橋義雄
定員 大阪 70名, 東京 100名

聴講料 (テキスト1部含む) 会員 (協賛学協会員含む) 25,000円

学生 12,000円, 非会員 35,000円

テキストのみ 会員 3,500円, 非会員 4,000円

申込・問合せ先 (〒606) 京都市左京区吉田河原町14

近畿地方発明センタービル内

日本自動制御協会 第32回自動制御講習会係

(Tel. 075-751-6413)