

第 5 專 門 技 術 群

(核・放射線系)

第5 専門技術群平成26年度技術職員研修について

平成26年度第5 専門技術群の技術研修として、平成27年2月5日に専門研修会を行った。以下に、プログラムと研修内容（予稿）、参加者名簿等を掲載する。

なお最終報告書は、KURレポートとして冊子にまとめる予定(27年度出版)である。

京都大学原子炉実験所

第 23 回 原子炉・放射線技術研修会

京都大学総合技術部

第 14 回 第 5 専門技術群（核・放射線系）専門研修会

報 告 書

2015 年 2 月 5 日開催

平成 26 年度 京都大学原子炉実験所技術室
第 5 専門技術群 研修世話人会

京都大学原子炉実験所

平成26年度

京都大学総合技術部 第14回第5専門技術群(核・放射線系)専門研修会

京都大学原子炉実験所 第23回原子炉・放射線技術研修会

日時:平成27年(2015年)2月5日(木) 10:30-17:00

場所:【講演・発表】京都大学原子炉実験所 事務棟会議室

プログラム

2月5日(木)

受付:10:00~10:30
開会挨拶:10:30~10:40 原子炉実験所 所長 森山 裕丈
特別講演(1):10:40~11:50 司会:吉野 泰史 「中性子散乱を利用した材料研究の展開」 原子炉実験所 粒子線基礎物性研究部門 准教授 森 一広
昼休み:12:00~13:00
特別講演(2):13:05~14:15 司会:土山 辰夫 「京都大学原子炉実験所における加速器駆動システムの基礎研究の現状」 原子炉実験所 原子力基礎工学研究部門 准教授 卞 哲浩
休憩:14:15~14:30
技術発表(1):14:30~15:10 司会:大野 和臣 「業務を通じておこなってきた研究開発」 原子炉実験所 技術室 吉野 泰史
休憩:15:10~15:25
技術発表(2):15:25~16:05 司会:栗原 孝太 「KUR 運転支援システム」 原子炉実験所 技術室 土山 辰夫
休憩:16:05~16:20
技術発表(3):16:20~17:00 司会:奥村 良 「使用済燃料の返送」 原子炉実験所 技術室 南 馨
懇親会:17:30~(会費2,000円)

中性子散乱を利用した材料研究の展開

中性子材料科学研究分野 森 一広

これまで中性子散乱技術は、主に固体物理の分野で利用され、著しい発展を遂げてきた。その後、ソフトマターなどの分野に波及し、近年では、工学系分野（特に、エネルギー材料系分野）の研究者・技術者による中性子の利用が飛躍的に増加している。その大きな理由の1つとして、中性子を利用することで、「物質中の軽元素（水素、リチウム、酸素など）の位置を精度良く決定できる。」ことが挙げられる。中性子の主な特徴は、以下の4つに集約される。

- (1) 中性子の電荷はゼロである
- (2) 中性子の波長は原子間距離程度である
- (3) 中性子はスピン 1/2 を持つ
- (4) 中性子のエネルギーは固体中の原子および分子の運動エネルギーと同程度である

これらの特徴を十分に把握することが、中性子を利用した材料の静的および動的構造研究（中性子材料科学）において大変重要である。本講演では、中性子散乱の基礎に加えて、全固体蓄電池材料（主に、固体電解質）やセメント材料のような身近な話題を中心に中性子散乱の利用例について紹介する。また、大強度陽子加速器施設／物質・生命科学実験施設（J-PARC／MLF, 茨城県東海村）に設置した特殊環境中性子回折装置 SPICA（スピカ）や京都大学原子炉実験所研究用原子炉（KUR）の B-3 実験孔に建設中の小型多目的中性子回折計など、中性子回折装置の開発研究についても紹介する。

Conduction pathways

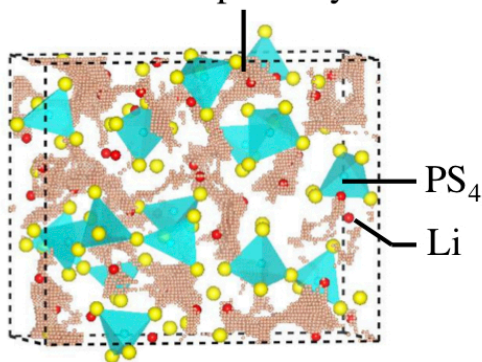


図1 全固体蓄電池用固体電解質 $(\text{Li}_2\text{S})_{70}(\text{P}_2\text{S}_5)_{30}$ ガラス内のリチウムイオン伝導経路

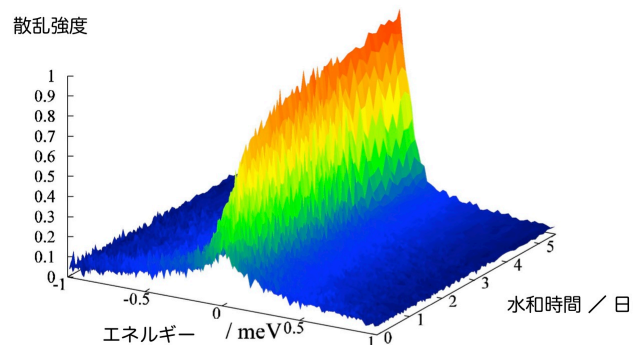


図2 水和反応中の中性子準弾性散乱スペクトルの時間変化（低熱ポルトランドセメント）

京都大学原子炉実験所における加速器駆動システムの基礎研究の現状

原子力基礎工学研究部門 卞 哲浩

京都大学原子炉実験所では京都大学臨界集合体実験装置（Kyoto University Critical Assembly: KUCA）を用いて加速器駆動システム（Accelerator-Driven System: ADS）に関する基礎研究を行っている。

KUCA では固体減速架台（A 架台）に対して二つの異なる外部中性子源が用意されている。一つは DT 加速器を用いて得られる 14 MeV 中性子と、もう一つは FFAG 加速器（100 MeV 陽子）の重金属ターゲットへの入射によって得られる核破砕中性子である。KUCA の A 架台ではいくつかの種類の燃料（高濃縮ウラン、天然ウランおよびトリウム燃料）とポリエチレン減速材および反射材（ポリエチレン、黒鉛、アルミニウム、鉄など）を組み合わせた炉心と、二つの外部中性子源を用いて ADS を構成することができる。そこでは主として、ADS の成立性についての検討が行われている。また、ADS を用いたマイナーアクチナイドの核変換技術への適用性についても検討が始められている。KUCA においては、以下に示すような項目についての炉物理基礎実験が行われている。

- 未臨界度
- 遅発中性子実効割合
- 反応率分布
- 中性子スペクトル
- 中性子増倍

KUCA の ADS 炉物理基礎実験で得られた実験上の測定手法やモンテカルロ法による数値解析手法は、今後建設が予定されている TEF（ADS モックアップ実験施設：JAEA）と MYRRHA（ADS 原型炉：ベルギー）の実現に向けた重要な知見を提供することが期待されている。

業務を通じておこなってきた研究開発

原子炉実験所 技術室 吉野泰史

1.はじめに

我々の実験所における技術職員は、原子炉の設置時に採用された第1世代。今から15年前後に採用された第2世代。法人化後に採用された第3世代に分けられると思う。第1世代の方々は、原子炉設置に伴う業務をおこなうとともに様々な装置の製作に携わり技術や知識の習得をされ、これまでの研修会でその話をして頂いてきた。また、第2世代の方々は第1世代の方たちが作られた装置の改造や原子炉制御系の大改修、FFAG加速器の開発に携わってきた。しかしながら、今まで第2世代の方々がおこなってきたことはあまり話して頂く機会がなかった。そのため、今回の研修会では第2世代の方々に話をして頂き、実験所の技術職員はこれまでどのような仕事をしてきたかを知ってもらい、これからの技術職員はどうあるべきかの参考にしてもらいたい。

2.これまでの私の業務

私は、平成10年に採用され約16年間実験所に勤めている。私の業務としては、冷中性子源設備(CNS)の運転保守管理を本務としてさまざまな業務をおこなってきた。おこなってきた主な業務を以下に示す。

- ・ 冷中性子源設備の運転保守管理
- ・ FFAG 加速器の建設
- ・ 定期安全レビュー
- ・ 原子炉周辺設備の改修
- ・ 中性子科学部門の研究支援
(イオンビームスパッタ装置の導入など)

3.冷中性子源の運転保守管理に関して

冷中性子源設備の業務を通じて、真空技術、高圧ガス、安全保護回路など多くのことを学んだ。そして、この装置で学んだことを生かし台湾や韓国の原子炉実験所の冷中性子源設備開発に携わらせて頂いた。台湾核能研究所の冷中性子源設備の開発においては、安全保護回路、冷減速材槽の応

力解析について協力をおこなった。安全保護回路に関しては、台湾核能研究所の担当者を迎え入れて原子炉の安全性を担保するための設計思想や実際の安全回路、必要な機器に関する教育を行った。冷減速材槽の応力解析に関しては、核融合研究所で指導を受けて解析作業をおこなった。

4.FFAG 加速器の建設に関して

FFAG 加速器の建設においては、冷中性子設備で学んだ安全保護回路の知識を生かし、インターロックや電源の制御回路の製作に携わった。一方で、この業務を通じてPLC(Programmable Logic Controller)とVI(Visual Instruments)を用いた制御や加速器技術に関して学んだ。

5.まとめ

私の場合、通常の装置の運転保守管理業務を通じて色々な技術や知識を習得してきた。そして、得られた技術や知識を生かし研究開発の支援をおこなってきた。研究開発に携わることにより別の技術や知識を習得する機会が生まれ、自身のスキルアップに繋がった。また、研究開発に関わることによって海外の世界に触れる経験し非常に有意義であった。

このように通常の運転保守管理業務で得た技術や知識を生かし研究開発業務を行うことは、技術や知識習得の観点から考えると相乗効果がある。また、通常では得られない経験をできる機会でもある。

ただ、昨今は定員削減による管理業務の増大など研究開発に携わるには困難な状況であるが研究開発から得られる知識や経験は他に大変難しいものであると思う。このようなことから、厳しい状況ではあるが第3世代の技術職員の方々にも、自身の成長のために研究支援のチャンスがあれば積極的にチャレンジしてもらいたいし、私自身ももう一度チャレンジしていきたい。

KURの運転支援システム

京都大学原子炉実験所 技術室

土山 辰夫

1. 京都大学研究用原子炉（KUR）の概要

KUR（定格出力5MW）は、スイミングプールタンク型の原子炉で、物理学、化学、生物学、工学、農学、医学等広く実験研究に使用されている。

昭和39年（1964年）6月の初臨界以来、高濃縮ウラン燃料によるKURの運転時間は約7万時間、積算出力は約3億kWhにのぼった。平成18年（2006年）2月23日に高濃縮ウラン燃料による42年間にわたる運転を終了した。

平成22年（2010年）4月15日に低濃縮ウラン燃料による初臨界になった。

2. KURの運転

基本利用運転（1MW連続約47時間後、5MW約6時間）は、火曜日9時起動前点検開始⇒原子炉起動（手動）⇒出力到達（1MW）⇒自動運転⇒木曜日出力変更（5MW）16時停止。

運転は12時間交代のため、①9:00-21:00、②21:00-9:00、③9:00-21:00、④21:00-9:00、⑤9:00-16:00の1週間に5班となり、1班は運転主任を含む3名以上（定格出力（5MW）運転時5名以上）で構成される。

過去の年間運転計画の多くは、4月下旬-5月中旬に施設定期検査を受け、6月利用運転開始、8月は大規模な保守を行えるようになっており、2月中旬利用運転終了後、施設定期検査期間中となり、原子炉の保守及び施設定期自主検査等を4月下旬まで行うサイクルだった。

3. KURの運転支援システム

KURの計装には、核計装とプロセス計装がある。核計装は核分裂反応から生じた熱中性子を測定し、原子炉の出力を監視する。プロセス計装は原子炉の温度、圧力、水位、水質等のプロセス量を監視する。

これらの情報の表示や運転時・非運転時に必要な点検等をコンピュータで行えるシステムを「KUR運転支援システム」と呼んでいる。

昭和39年の初臨界に成功して以来、使用してきた制御卓等の高経年化及び計装機器類は、安全運転上非常に重要な役割を担っているため、1998年度（平成10年度）に大部分改修し、「KUR運転支援システム」を増設した。

また、2009年（平成21年）に「KUR運転支援システム」を更新した。

使用済燃料の返送
—使用済燃料要素の切断から出航まで—

京都大学原子炉実験所 技術室
南 馨

1. はじめに

京都大学原子炉実験所は 1963 年に設置され、研究用原子炉（以下「KUR」と呼ぶ。）は翌年 1964 年に初臨界を迎えた。初期の定格出力は 1000kW であったが、1968 年に 5000kW に出力上昇を行い、現在は 1000kW を中心に医療照射時 5000kW の運転を行っている。また、使用している燃料については、2006 年まで濃縮度約 93%のウラン・アルミニウム合金製の高濃縮ウラン燃料を使用していたが、国際的な政策により 2010 年からは濃縮度 20%未満のウランシリサイド・アルミニウム分散型燃料に切り替えられている。

当然ながら KUR は運転を行うにつれて、使用済燃料が発生する。その取扱い（再処理）についてはすべてアメリカ合衆国に引き渡すこととなっており、今までに 544 本の使用済燃料が返送された。もちろん使用済燃料の返送を行うについては、数多くの作業（ハード面やソフト面）を行わねばならない。ソフト面では、米国、日本国への許可申請、輸送会社等に対する契約や港湾、運輸、警察、地元自治体、漁業組合等多くの組織・団体との書類のやり取りや説明等が必要とされる。またハード面では、輸送物（使用済燃料輸送用キャスク（以下「キャスク」と呼ぶ。）に燃料を装荷し、各種検査等に合格し、所外輸送が可能な状態にある物）を作り上げる作業がある。

ここでは、使用済燃料の返送作業の内、輸送物を作り上げる一連の作業から積出港での出港までを、次世代所員への引継を兼ねて紹介する。

2. KUR 使用済燃料返送の変遷

ここではまず、KUR の使用済燃料返送の変遷について紹介する。表 1 にあるように、1968 年に第 1 回返送作業が始まり、2007 年まで計 16 回行われている。

表 1

年	事 項
1968 年	第 1 回使用済燃料の返送(横浜港)
1969 年～1973 年	第 2 回から第 9 回まで返送（横浜港）
1973 年	横浜港が使用不許可を発表。以後返送中断
1986 年	使用済燃料室竣工（原子炉棟燃料プールではラック数が不足、使用済燃料が保管できなくなったため）
1999 年	第 10 回使用済燃料の返送再開
2000 年～2007 年	第 11 回～第 16 回まで返送（高濃縮ウラン燃料(低濃縮ウラン燃料 2 体を含む)をすべて返送)

1973 年までは、実験所からトレーラーと貨物輸送で横浜港まで陸送し、横浜港で貨物船に積み込み送り出していた（写真 1、2）。熊取町から横浜港までの長い行程を考えると、当時の所員の苦労

が推測される。また所員が貨物船に乗り込み、アメリカまでキャスクと同行していた時期もあった様である。しかし、1973年からは積み出し港である横浜港の使用不許可等もあって返送が中断し、実験所に使用済燃料が大量に貯蔵されることになった。一時は運転が出来なくなる可能性がある事態に至ったが、使用済燃料室（以下「SF室」と呼ぶ。）を建設することで急場をしのいだ。その後地元自治体の協力もあり、近郊の港から返送作業が無事に再開され、すべての使用済燃料を返送し、現在に至っている。



写真1



写真2

3. 使用済燃料の返送作業手順

使用済燃料の大まかな返送作業手順を図1に示す。

使用済燃料の返送作業については主にSF室で行なうため、使用済燃料をまずKURからSF室に移動（①の手順）させなければならないが、この作業はすでに昨年経験しているためここでは省略し、②から⑥を中心に輸送物の作成作業について詳細に説明を行い、⑦～⑪については写真等にて簡単に紹介する。

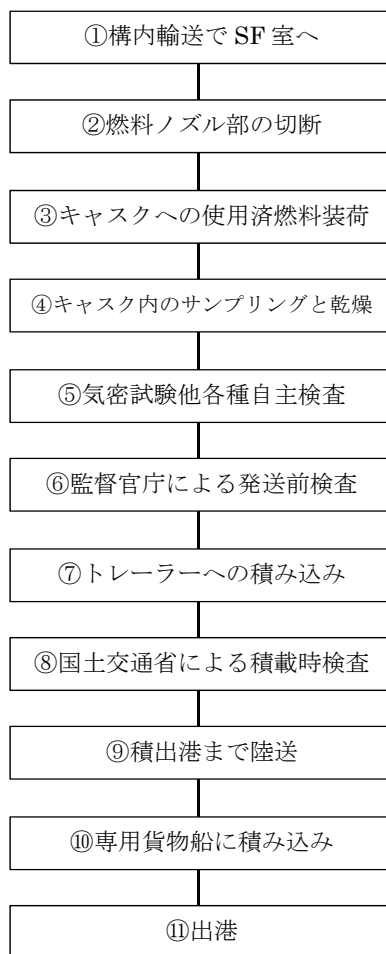
4. 輸送物の作成作業

(1) 使用済燃料ノズル部の切断（手順②）

使用済燃料はキャスクに装荷する際、ノズル部を切断しなければならない。これは切断しないとキャスクに収まらないからであるが、本来の目的は使用済燃料の再処理費を節約するためである。再処理費は処理品の重量で決まるため、アルミニウムでしか出来ていない部分については切断し、全体重量を軽くすることで処理費を節約している。

切断作業については専用の燃料カッター（写真3）を使用して行うが、切断歯の回転以外の操作はすべて手動で行われる。燃料のチャッキング（2箇所）が所定の位置に確実に行われたことが確認された後、切断歯を回転させハンドルを手動で回すことにより送りをかけて切断して行く。1体の切り始めから終わりまで約5分かける。これはもし切断歯が噛み込んだ場合、燃料が外せなくなる可能性があるからである。

図1



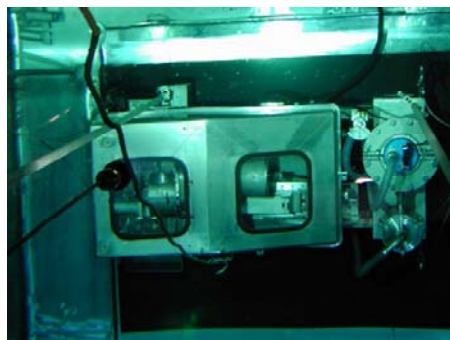


写真 3

写真 4 は使用済燃料がセットされた状態で、切断中は写真 3 の様に蓋を閉めて、切り粉が飛び広がらないようにして行う。写真 5 は切断後に使用済燃料を取り出す様子である。ノズル部分はまだ燃料カッター内に残っており、最後に取り出す。

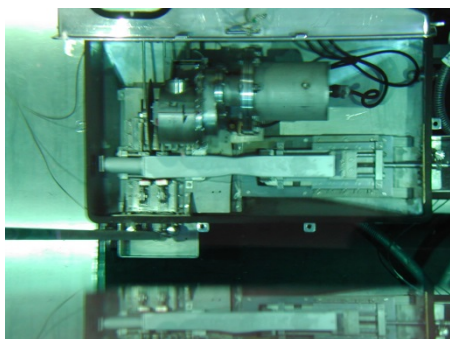


写真 4

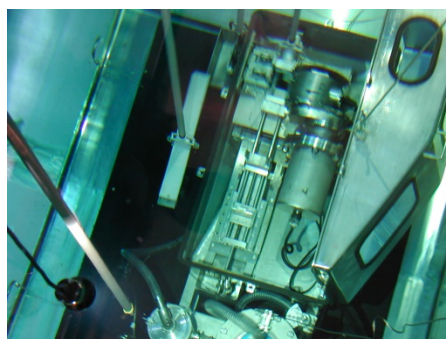


写真 5

(2) キャスクへの使用済燃料の装荷 (手順③)

ノズルが切断され、一旦燃料ラックに収納された使用済燃料をキャスクに装荷する。使用するキャスク (JMS-87Y-18.5T 型) の全景を写真 6 に示す。1 基あたり 30 体の使用済燃料が装荷でき、全燃料を装荷した後の総重量は、約 18 トンである。

手順としては、まずキャスクをプールに沈める前に緩衝体および蓋を外し、未臨界確認用の BF3 計数管を 3 本キャスクにセットし、動作の確認を行う (写真 7)。その後プール水中に沈め、中性子源をセットした後、未臨界を確認しながらキャスク内の所定の位置に装荷して行く (写真 8)。その際、装荷する使用済燃料の重量を測定する必要があり、水中にてトングに吊ったまま 1 本ずつ計量 (写真 9) し、作業後、水の浮力による換算をすることで実重量を算出し、正式の重量記録とする。



写真 6



写真 7

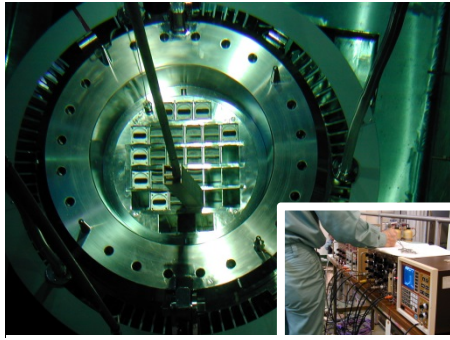


写真 8



写真 9

(3) キャスク内のサンプリングと乾燥（手順④）

使用済燃料の装荷が終了し未臨界が確認できた後、水中で蓋を閉めキャスクを引き上げキャスク洗浄場に借り置きする。その後キャスク内のプール水を抜き、新しい純水を注入する。その直後から水のサンプリング（500cc を 12 時間以内に 4 回）を行う。サンプリング終了後水抜きをし、キャスク内の乾燥作業（空気ポンプと冷凍機による凍結融解法）を行う（写真 10）。乾燥には約 3 日、約 500cc が回収されたところで終了としている。

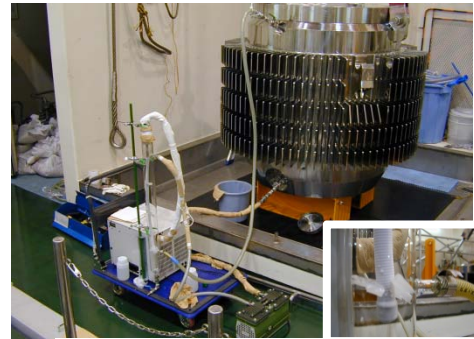


写真 10

(4) 気密試験他各種自主検査（手順⑤）

監督官庁の発送前検査を受ける前に、京大自身による自主検査を行う。検査項目および判定基準は表 2 のとおりである。気密漏洩検査の様子を写真 11 に示す。

表 2

検査項目	検査対象部および判定基準
外観検査	輸送物に有害な傷、割れ、変形等の異常がないことを目視にて確認する。
吊上検査	本体および蓋の吊り上げ金具に変形及びひび割れ等の異常がないことを目視にて確認する。
重量検査	輸送物の総重量(収納物を含む)が、18.44 トン以下であること。
表面密度検査	輸送物の表面を、スミヤ法により検査する。
線量当量率検査	輸送物の表面及び表面から 1m の線量当量率を測定する。
未臨界検査	燃料挿荷前にバスケットの外観に変形破損等の異常がないことを目視にて確認する。
収納物検査	<ul style="list-style-type: none"> ・ 収納物の外観、数量及び装荷状態を目視にて確認する。 ・ 放射能強度、燃焼度、発熱量、冷却日数等について書類にて確認する。
温度測定検査	輸送物表面温度を温度計にて測定する。(表面温度 85° 以下)
気密漏洩検査	蓋部、ベントプラグ部及びドレン弁部の合計の漏洩率が $2.22 \times 10^{-3} \text{Pa} \cdot \text{m}^3/\text{s}$ 以下であること。
圧力検査	輸送容器のドレン弁が一度開とし、その後閉とされたことを確認する。



写真 11

(5) 監督官庁による発送前検査（手順⑥）

監督官庁による発送前検査を受ける（写真 12）。検査項目は京大自主検査とほぼ同じではあるが、それ以外としては封印検査がある。これは京大が所定の場所に 7 箇所取り付けた物で、確実に取り付けられている事を番号とともに確認する(写真 13)。



写真 12

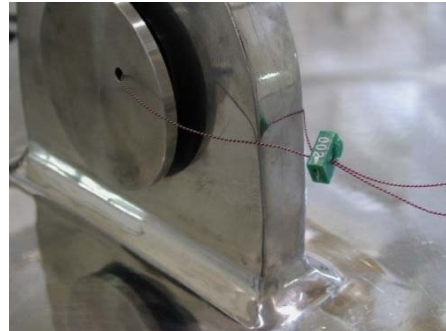


写真 13

(6) トレーラーへの積み込み、積載時検査（手順⑦⑧）

輸送前日、トレーラーにキャスクを積み込み（写真 14）、国土交通省の「積載時検査」を受ける（写真 15、16）。その後シート等で養生し、翌日の出発時間まで待機する（写真 17）。



写真 14



写真 15



写真 16



写真 17

(7) 積出港まで陸送、積み込み (手順⑨⑩)

積出港まで隊列を組み陸送を行い、専用貨物船に積み込む (写真 18、19)。



写真 18

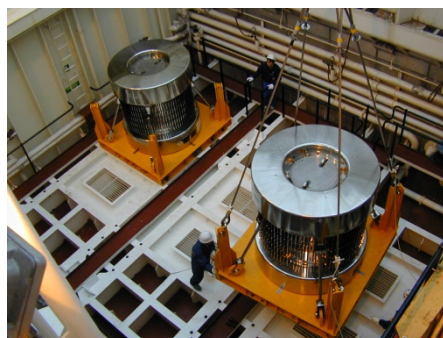


写真 19

(8) 専用貨物船にて出港 (手順⑪) (写真 20)



写真 20

5. 終わりに

使用済燃料の返送作業は、先にも述べたとおり 2007年(平成19年)以降一度も行われていない。過去 16 回の返送作業に係わってきた所員はほとんど退職し、わずかな所員しか残っていない。ただ KUR の運転を続けて行く以上、いつかは返送という作業を行う必要が生じる。その時期が 10 年後あるいは 20 年後になるかも知れないが、その時一度も経験がない所員でも出来るよう引継を詳細にして行かねばならないと、返送を経験した者の一人として責任を感じている。今回の報告はその一歩であり、今後も機会を見つけては行いたいと思っている。また、次の機会では模擬燃料要素を使用し、実際に燃料カッターでノズルを切断し、実機のキャスクを使用して輸送物を作成する一連の作業を演習してみたいと考えている。

研修会 参加者名簿

講演者

森 一広	京都大学原子炉実験所	粒子線基礎物性研究部門
卞 哲浩	京都大学原子炉実験所	原子力工学研究部門

発表者

吉野 泰史	京都大学原子炉実験所	技術室
土山 辰夫	京都大学原子炉実験所	技術室
南 馨	京都大学原子炉実験所	技術室

技術職員受講者

小山由起子	滋賀医科大学	実験実習支援センター
尾崎 誠	京都工芸繊維大学	高度技術支援センター

以下京都大学原子炉実験所 技術室

小堀 浩成
南 馨
土山 辰夫
吉野 泰史
張 儉
大野 和臣
柿花 栄子
山本 弘志
奥村 良
吉永 尚生
阿部 尚也
藤原 慶子
藤原 靖幸
丸山 直矢
田中 良明
金山 雅哉
猪野 雄太
三宅 智大
長谷川 圭
中森 輝
栗原 孝太
阪本 雅昭
井本 明花
荻野 晋也
飯沼 勇人
小林 徳香
岡本 賢一
池川 龍照
牧 大介

編集後記

このたび、初めて研修会の世話人を任されることとなったのですが、何から手を付ければよいか分かりませんでした。色々と考えた結果、研修会のテーマを決めることを行いました。テーマを決めるにあたり、これまでの研修会の見直してみるとその時々の特ピックや若手の技術職員の発表が多いことに気がきました。そこで、今回は今までと少し趣向を変えた研修会にしたいと考え、「温故知新」というテーマで研修会の準備を進めました。「温故知新」、この言葉の意味はみなさんご存知のとおり「故きを温めて、新しきを知る」です。これを我々技術職員に当てはめると「ベテランの技術職員がこれまでの経験や技術を温め、若手技術職員が新しい知見を見出す」となるのではないかと考えました。そこで今回の技術発表者には、若手技術職員が新しい知見を見出せるような過去の業務や技術開発についてお話しするように依頼をしました。一方で、特別講演は皆さんが興味を持っていることを講演にしたいと考え、近年注目されている水素吸蔵合金と次世代の発電システムになりうる可能性のある加速器駆動型未臨界炉に関する講演を依頼しました。

このように今回の研修会は私が決めたテーマあるいは思惑で進めたわけですが、正直うまくいくかどうか少し不安がありました。しかしながら、研修会が終わってみると参加してくださった方々から興味を持って講演を聴講できたという感想や、発表に関する様々な質問や意見をいただくことができました。このような結果は、偏に特別講演してくださった先生方、技術発表を行ってくださった方々によるもの大きいと思います。今後は、今回の世話人の経験を生かし、皆さんに何かしらプラスになるような研修会を計画したいと思いますのでご協力の程よろしく願いいたします。

最後に、特別講演を行ってくださった先生方、技術発表を行ってくださった方々、受付、準備等にご協力頂いた方々に厚く御礼を申し上げます。

平成26年度 原子炉実験所技術室・第5専門技術群
小堀浩成、南 馨、土山辰夫、*吉野泰史（原子炉実験所）

*世話人代表