

第 3 回 日英高速炉会議報告

中井 靖 * 川口 修 * 坂田 肇 * *
山本 研 * 小松純治 * *

1. まえがき

第3回日英高速炉会議は昭和49年6月10日より6月13日までイギリスにおいて行われた。訪問先はRisley (6月10日)、Dounreay (6月11、12日)、Winfrith (6月13日)の3箇所。日本側メンバーは原研の村田浩副理事長を団長として、動燃事業団より川口修、坂田肇、山本研、小松純治、中井靖の5氏、原研より石川寛、弘田実弥、長崎隆吉、齊藤伸三の4氏である。

なお、6月11日のDounreayの会議には渡英中の動燃事業団の河内武雄副理事長と広嶋孝一団協室長が出席された。

2. Risley (REML) での会議

2.1 全般

最初The Reactor Group (TRG)の理事R. V. Moore氏と村田団長の挨拶および両国のLMFBR開発の概況報告が交換されたのち、ただちにイギリスのLMFBR開発プログラムの現状が紹介された。その内容のおもなるものは次の3点であった。

a) イギリスにおける原子力開発体制 (図1参照)

1973年6月にNational Nuclear Corporationが登録され、1973年10月末より活動を開始した。

Nuclear Power Company (NPC)も1973年6月に登録された。この会社はManagement Marketing & Operationを担当する。構成はThe Nuclear Power Group (TNPG)と

British Nuclear Design & Construction (BNDC)が合同したものである。

役所関係では、1974年1月8日付で原子力行政は通産省 (Department of Trade Industries) からエネルギー省 (Dep. of Energy)に移管された。昨年末からのOil crisisと炭鉱ストライキでFBR開発は見直され、ことに軽水があるいは重水炉開発方針とシステムの選定がFBRの開発に大きく影響することになった。

b) LMFBRに関するイギリスの海外協力開発

UKAEAは海外との協力を力を入れIspraでのEuratom共同研究、フランスのSCARABEE燃料破損テスト、ドイツのOut-of-Pile沸騰実験に参加している。PFRのfuel flow testはBensbergで実施した。また大形炉心(プルトニウム炉心)の国際協力実験を現在イギリスはPropose中である。

c) CFRの設計

UKAEAとTNPGとBNDCが契約して現在設計中である。建設開始は1977年の予定である。設計内容は、タンク形で1次系のポンプ4台、IHX4基、2次系は4 loop、SGは4 or 8基、T/Gは660MWe×2基、Refuelingは2重回転plug直動方式、主タンクがはいるVaultはPFRでは厚肉のsteel leak jacketがはいっているがCFRはprestressed concreteの内側にうすいsteel linerをくみこんだものを使う。Na Tempと蒸気条件は下げて機器のcreepをさける方向で設計中である。これによってSGの材料は幅広く選べる。

IHXはhelical coilを考慮中。SGは再熱方

* 動力炉・核燃料開発事業団 高速増殖炉開発本部

* * 動力炉・核燃料開発事業団 大洗工学センター

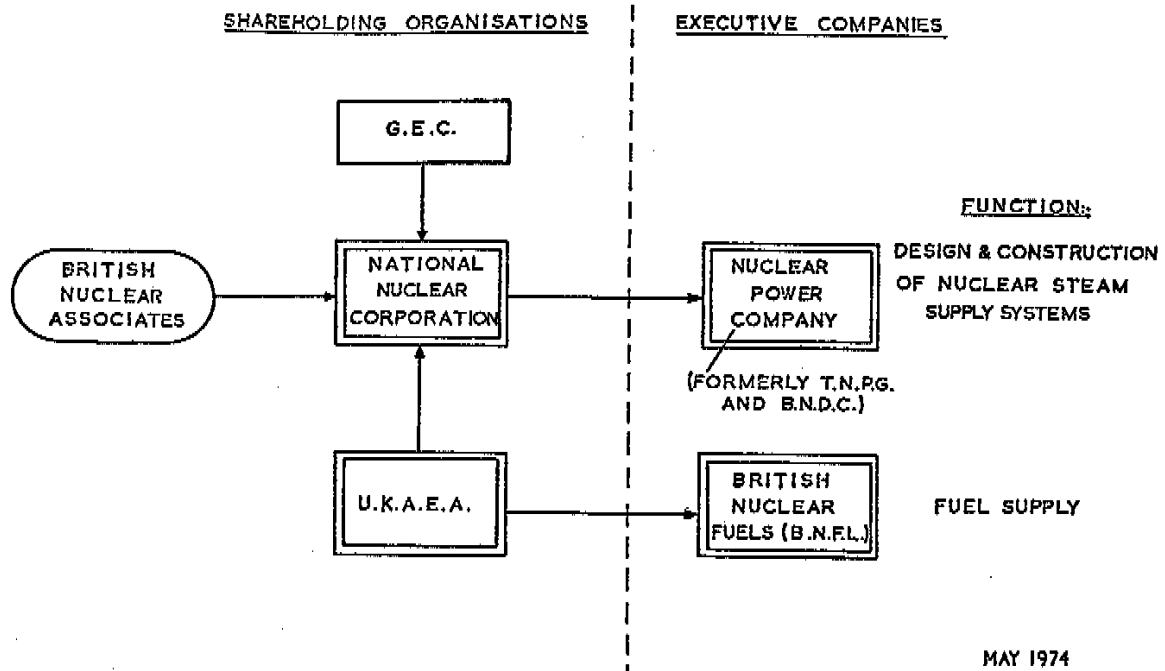


図1

式でまだonce-through, recirculationの何れをとるか、また管形状はU、直管、helical coilの3種を検討中である。

refueling 期間は2-6バッチを設計中である。

格納容器は炉の運転床面内を1次、従来の建家を2次として2重格納容器で設計中である。

安全設計では主にfuel S/A上部の計装、炉停止装置、格納容器を検討中である。経済性ではbreeding ratioを上げた時のfuel cycle費の低減とbreeding ratioを上げた時の資本費の上昇のtrade-offを検討している。

Fuelはcarbide fuelを使うようにR&Dをしている。

Engineering的な機器の開発には信頼性を確認するため部品試験 full mock up 試験を実施あるいは計画中である。たとえばCFRのポンプはmock up testを予定しており、このほかにbearing testを行う。

これに対して村田団長より日本におけるLMFBR開発の状況が報告された。

このセッションではイギリスのLMFBR開発が高速原型炉PFRの完成により、完全に高速実

用炉CFRに重点をうつしていること、ヨーロッパ間の国際協力による開発が大変活潑に行われていること、さらに政府と民間の原子力開発体制が新しくなったことが印象深かった。

2.2 燃料・材料

イギリス側より発表された燃料・材料関係の説明の主なものは次の通りである。

a) PFR燃料ピン

被覆管は冷間加工のSUS316を使用しているが、これに代るNb安定化のSUSとPE16について検討を続けている。

燃料は、stoichiometricなものを使用しているが、低O/Mについて開発中である。またゾルゲル法で製造した振動充填燃料も何体かPFRに入れてあり、ペレット燃料と比較している。

グリット型集合体1体には325本の燃料ピンが含まれるが、ワイヤーラップ型集合体も検討することになっており、線出力はグリット型の450W/cmよりかなり高い値を考えている。

被覆管のホットスポット温度は、被覆管内面の腐食を考慮して700°Cである。

半径方向ブランケット燃料の被覆管は冷間加工のSUS316である。代りの被覆管Nb安定化

の SUS についても開発中である。横断面距離 5.6 インチの集合体に 85 本の燃料ピンが含まれる。

b) PFR ラッパ管

主体は冷間加工の SUS321 を使用している。また PE16 を使用した集合体も試験している。

c) PFR 集合体支持機構

free standing 方式である。ラッパ管材質の選択や集合体を回転することによりスウェリングによる変形を防ぐことを考えている。

現在、燃焼度 10% 以上の集合体は 3 体ある。この中には SUS316 と PE16 被覆管が使用されており、いずれも健全である。

3 集合体の中には、燃料ピンの寿命に起因した破損は認められなかった。

d) 燃料材料照射による主要な現象

4 つの現象があげられる。

1) 中性子照射による被覆材料のボイドスウェリング

2) 材料の照射クリープ

3) 燃料/冷却材の相互作用

4) 燃料/被覆管の化学的相互作用

これらは前回の会議で述べたと同じ項目であり、進行状況の説明があった。

ハウエル研究所の VEC (Variable Energy Cyclotron) が有効に使用されている。

中性子照射によるデータは非常にバラツキが大きい。この原因について調べている。スウェリングについて PE-16 は温度依存性がなく、Nb 安定化 SUS で冷間加工したものも比較的小さい。しかし SUS316 は温度依存性が大きい。

照射クリープについては、低照射、低温度のデータは多くあるので前回報告した 300°C での温度を 550°C に上げて照射した。その結果、温度に対し照射クリープは sensitive でないことがわかった。またまた stress と照射線量の間に直線関係が認められた。ラッパ管を主体に高温、高照射量での実験をすすめている。

燃料/被覆管の化学的相互作用については、被覆管温度が高くなれば、内面腐食量も増加するが、ホットスポット温度 700°C 位までの範囲でこれが原因で破損した燃料ピンは認められて

いない。

燃料/冷却材の相互作用では、破損燃料や、人工欠陥燃料などを使用して実験している。燃料ピン破損後 1 ~ 2% の燃焼をつづけても燃料が脱落し、大きな問題をおこすことはない。

e) 炭化物燃料

DFR ではガスボンドとナトリウムボンドの 2 種類について実験をすすめてきた。

PFR では、ガスボンド燃料について Demountable sub-assembly (DMSA) と小数の sub-assembly (S/A) を利用して行う。

f) 燃料ピン挙動解析コード

出力サイクルの燃料ピンにおよぼす影響をしらべる SLEUTH コードと熱応力にもとづく弾塑性歪を計算する FRUMP コードを開発した。

これに対して原研と動燃事業団における燃料・材料の開発紹介が行われた。

このセッションでは燃料ピン破損後 50 ~ 100 日間照射を継続しても、燃料がくずれ落ちて大きな問題をおこすことがないこと、また被覆管内面が燃料との化学的相互作用で、肉厚の 1/3 ぐらいも attack されても、これがもとで破損した例がないという DFR のデータが印象に残った。

Core restraint system を模索しているのが感じられた。PFR の free standing core では S/A を回転して bowing を防ぐ考えであるが、これは必ずしも将来の CFR で望ましいと考えられない。ラッパ管材質の開発と併行し検討している。

2.3 構造材料

イギリス側より発表された研究開発の内容は次の通りである。

イギリスで R&D の対象としている材料は 1 次系に SUS、SG 用にはフェライト鋼と Inco alloy 800 である。Na との共存性 caustic stress corrosion cracking, wastage, aqueous, chloride が研究対象である。

研究項目は次の 5 つが重要なものである。

- ① Corrosion & mass transfer in Na
- ② SG の水側の Corrosion
- ③ 構造材の機械的特性

④ 制御棒 (CR) 吸収体の製造とふるまい

⑤ Friction & Wear

mass transferはフェライト鋼とSUSについてとくに O_2 不純物levelとの関連で重点的にしらべている。SUS316の表面がNa中でフェライトになる傾向もしらべられている。

CFRでは安定な316を使用する。700°C以下では冷間加工20%でも溶体化処理したものもSUS316ではCはほとんどぬけていない。

9Cr 1 Mo 鋼とIncoloy 800ではCorrosion rateはSUSと同じである。

2次系loopの材料のwastage corrosionに対しては、初期にmagnetiteを形成することに成功しておりPFRにも実用した。SG tubeについてはhigh heat flux下と高流速下でのChemistryとcorrosionの研究開発計画がありREMLの100kw沸騰loopでテストする予定である。

SG tubeとしてはIncoloy 800をtest中である。

機械的性質に対してはCFRを対象とし、Na流動中でのStress rupture testを1974年春から実施している。

air中でのStress ruptureとfatigue testをSUS316と9%Cr鋼に対して実施中である。Stress rupture testはair中で9%Cr鋼に対して約500°C、5000H、SUS316に対してはair中で約600°C、6000Hのtestをしている。

つかれは 10^8 Cycleまで、SUS316は~600°Cに対して、9%Cr Steelは~500°Cに対して試験中でhigh strain fatigueはSUS316に対しては約600°Cまで、9%Cr Steelに対しては約500°Cで試験中で、現在 high strain fatigueとCreepの組合せを研究中である。

Leaning post, diagrid, subassembly carrier above core structure, neutron shieldを対象にして、照射による機械的性質の変化をしらべている。

Super Noahでは水反応時のTemp. Excursionと材料の機械的特性について実験している。

中性子吸収体としてはTaと B_4C をPFR用に開発したが、別に Eu_2O_3 の開発にかかったよう

である。

Eu_2O_3 はその製造、物理、機械的性質の測定、Naとcladとの共存性、照射効果をPFRとZEBRAで開発中である。 Eu_2O_3 の1000°CまでのCpと熱拡散率を測定した。ヤング率と熱膨張率は室温で測定した。また、照射試験も予定されている。

摩擦はStellite padについてNa中でtest中である。Cr Carbideのhard facingが摩擦、摩擦にはよさそうであり、低温のAir中で時々Naをかぶるようなところのrubbingについてtest中である。

以上に対して日本側よりも大洗工学センターでの構造材料のR&D現状を紹介した。

2.4 安全性

イギリス側の説明はおもに次の内容のものであった。

UKのR&DはEEC (European Economic Community) や他のヨーロッパ諸国と緊密に連絡しながら進めている。

a) Na Boiling & coolant dynamics

水でout of pileで研究中でbubbleの性状をacoustic noiseの発生でとらえ、これを計算でうらずけるようにしている。

1本ピン、7本ピンの伝熱testをWinfrithで実施している。NaのSuperheatを等価にするため水の急速な減圧方式をとっている。

Na中の多ピンの電気ヒータrigがWinfrithでtestされている。flow failureのtestはNa中でやっている。

PFRではIn-pile boiling experimentをする可能性があるかどうかを検討中である。

b) Fuel accident behaviour

HarwellのMTRでfuel pin failureのtestをしている。DFRで照射数のfailureも計画中である。また外国と共同のR&Dをしている。平均時のFP gasのbehaviourも共同研究を考慮中である。

c) 計測開発

Acoustic detectionはPFRを利用して益々進めている。高温acoustic sensorはLithium

Niobate を使っている。時定数の短い熱電対も開発中である。

小形 flow meter はできた、S/A 出口計装の Signal を digital Computer にいれて安全系にいれることを開発中である。

d) Fuel/coolant 干渉

Fuel/coolant Interaction の小規模 test を進めているが 1974 年中頃から kg order の溶融金属/水反応 test を実施する。Windscale では Na/ UO_2 test を 1974 年にはじめる。

e) 炉心 Structure の研究

急速 gas 発生を pin 中で行なう Vaper explosive test を計画中で、これで Core wrapper の変形をしらべる。この R&D はドイツ、フランスと共同研究である。

弾性変形内であれば炉心が変形後 spring back する。これで反応度がどうなるかを試験する予定である。

f) Whole core accident analysis の理論的扱い

EEC として Code を作成中で pre-disassembly phase の FRAX (MELT を修正) と Disassembly phase の EXTRA の 2 つがある。

これで Loss of coolant flow (with & without trip) が解析できる。

g) 一次 Containment

CFR の model で explosion test をしているが、これはおそい火薬の実験である。Code 開発は別にしている (2 次元 Code ASTARTE)。

Incompressible flow negime は 2 次元 SURBOOM をベルギーと共同で開発している。この実証は 1977 年までに UK と ISPRA で共同してやる予定である。

REXCO, FRECC など炉内構造の変形解析をしている。

これに対して日本側よりわが国の安全性に関する開発の現況が報告された。

2.5 供用期間中検査 (ISI)

イギリス側より次のような ISI に対する現況が報告された。

ISI の考え方としては、マグノックス炉、AGR、LWR では圧力容器やボルトなどが主な

検査対象であるが、FBR は低圧で Na を使うということで、ISI の対象も異なってくる。PFR では Roof の Support Structure と IHX、SG の伝熱管に ISI の重点がおかれている。伝熱管はとくに Corrosion damage、tube vibration Na-水反応などに対する健全性を十分確かめておく必要があるからである。

実際に PFR の SG とくに EV の伝熱管に対しては製作後の検査に間接目視と eddy current test が行われており、U 字管の直管部に対しては、間接目視で pitting corrosion などを検査した。U 字管の曲り部に対しては、特殊な flexible tube をつけた eddy current sensor を挿入して 0.1~0.4mm のきずを測定し不良管約 30 本をめくらし経験がある。このめくら作業は explosion method を用い、これらの検査方法と検査装置は、今後の ISI に有力なものとなろう。

しかし、ISI という面からいえば PFR では可能な範囲で考慮中で具体的な実施にはまだいたっていない。sampling base で実際に何ができるかの approach をしている。

そこで特殊な ISI 器具の開発が必要となり、具体的には visual、eddy current、超音波 (US) の 3 種の test 装置と test 方法を R&D している。

R&D は主にリズレーで行われており、SU S、クロモリ管に対してとくに曲り部も含めた sensor の挿入、eddy current、目視の基礎試験をしている。設計にとりいれる時は安全、構造、設計などと Compromise する必要がある。検査対象は溶接部分できずや corrosion の状況をしらべることを当面の目標としている。

日本側よりは「もんじゅ」用 ISI の設計内容についての資料を提出した。

LMFBR の ISI は世界的に今後の大きな国際課題であるという感じが一般的にもたれたようである。

2.6 Risley Engineering Material Lab (REML) の見学

a) 見学に先立ってイギリス側より次の説明があった。

REML は AEEW、DERE とともにイギリスの FBR 開発に関する主要な Lab. である。

人員 (Staff) 約600人

Discipline

Applied Physics (Instrument Acoustic)

Engineering (Fluid Dynamics, Vibration, Heat Transfer Component)

Material Service (Mechanical Properties, Creep, Fatigue, Structural Studies, Fracture Mechanics, CO₂, H₂O, D₂O, NaとのCompatibility, NDT, Tribology)

Loop (Rig)

① Fuel Flow Test Rig

PFRのFuel S/Aの断面1/2、長さ1/1のModelを使ってNa中耐久流れ試験を行う。

またこのloopでThermal Shock Testも行える。主要仕様は300gpm、650°C、450KN/m²

② Pump Loop

6000gpm、400°C、60psiのNa Loop。

③ Component Test Rig

高さ12m位あって、ここでPFRの制御棒駆動装置 (実尺モデル)、燃料変換機の部品、燃料交換シュートの部品をNa中で試験した。

④ Mass Transfer Rig (Na中)

⑤ 計測器試験Rig (700°C Na中で試験できる)

⑥ 水 Loop

PFRの炉心タンク内流れ、PFRのIHX入口流れ、CFRと炉心タンク (約1/15モデル) 内流れ、などを試験するための水Loopが数本ある。

⑦ CFRの機器開発のためのLoop

Na Loopとしては次の2本をつくる。

90lit/s、700°C、熱衝撃25°C/SのかけられるLoopで1975年末完成予定。

(fuel S/Aの耐久Test、Na中の熱しゃへい、炉心上部の計装、熱衝撃をうける機器の部品の試験をする予定)

650°C、大形Test Section 3筒、小形Test Section 4筒をもち、New Sodium Component Test Rigと呼んでいる。1975年末完成予定。

(機器の部品の性能、信頼性、耐久性を確認する予定)

水Loopとしては次の1本をつくる。これは1974年末に完成予定。

900lit/s×470KN/m²、600lit/s×540KN/m²

これらの建家の鉄骨立ての作業が現在行われている。

b) 施設見学

全般説明のあとNa Test Rig、水Loopを一通り見学した。

その外Fuel S/AのΔPとMixing試験の現場を見た。この試験は、空気を用いてRe数をPFRと合せるために (Re~5×10³~10⁴の測定をしていた) 直径400mm程度の大きな燃料集合体モデルを使っていた。また、Fuel S/A出口の流れの拡大部の空気の乱れを測定していた。現場説明では、水を使った7本Fuel S/Aの流れに誘起される振動特性を測定してPFRの設計に反映したそうである。

PFRのRoofのライナーの冷却が不十分でRoof全体の冷却を増加したが、そのもとになる冷却試験装置があった。直径約4mのRoof Modelである。

Creepの試験室と分析室を簡単に見学した。

Cavitation Testは水中、Na中で実施している。測定はAcousticでみている。対象は主にPFR Fuelのgagである。

c) 感想

- (1) REMLの施設は丁度PNCの大洗工学センターのNa技術部がもっている施設に相当するが、Loopの規模、数についてはPNCの方が多。PEMLのNa Loopのうち最大のもはPump Loopで12^B程度、これが1本であとはすべて2~3^B程度のようなものである。
- (2) REMLではNa Flow Testに代用できるものは水と空気による試験を極力活用している。Na中のFlow TestはFuel S/Aの耐久試験、熱衝撃試験、Na中の部品試験、Na中の計測器試験に限っているようである。
- (3) Na Loopは、Pump Loopを除いてすべてRig形式で外側を鉄板で囲っており床にはNaの受皿を必ずおいている。保温は簡単にロックウールのようなものをまいて針金でしばりつけているだけである。実際に運転されて

いたのは小形の計測器Rigひとつで他はすべて停止中であった。

- (4) SGの性能はすべてPFRでcheckしフランス、オランダの50MW SG 試験施設の情報を十分入手できるのでSG試験Loopをつくる予定は全くないという説明であった。
- (5) 一体にLoopにつけてある計測器は大洗工学センターのLoop制御盤より簡単にPump bearing gap測定装置やFuel S/A出口の空気流れの乱れを測る計器などほとんどは手づくりのものをうまく活用しているようである。
- (6) Fuel S/Aの流れ試験の現場で Δp の経年変化をきいてみたが、Risleyでは全く認められていないということであった。
- (7) 各Loopには大体すべてにグラフィック・パネルがはってある。このパネルもせいぜいFlow Sheetの図面に色分けをした程度のもので各機器、弁にはとめ針をさし、針の頭についた赤球、青球で開閉、運転中、停止中を表示している。
- (8) NaKのR&Dはしていない。

3. Dounreay (DERE) での会議

3.1 PFRの建設と運転開始の現況

イギリス側より次のような高速原型炉PFRの現状報告がなされた。

PFRの設計、建設、運転開始については本年3月のBNESのLondon Conferenceで詳細を発表してあるが、本年3月3日に臨界になり、その後炉心特性を測り、冷却系はlow temperature dynamic runをすませ、hot dynamic runをしている。

250°Cで2週間連続運転し、400°Cにあげる途中で1次系のpump1台が故障したが、のこり2台のpumpで5週間400°Cの連続運転をした。

2次系は300°Cで2週間連続運転しこの間gas系、制御棒駆動装置、roofの冷却系などnuclear powerは出さずに全系統の機能試験を行っている。すでに燃料交換機、燃料出入機の機能試験はすませている。

炉心燃料S/Aはすでに装荷を全部終りzero

エネルギー試験、400°Cのhot dynamic test、SG試験を実施中である。

タービンは通気可能な状態になっている。

冷却系について最近試験した項目としてはIHX弁の機能試験、ボニーモータのクラッチ、逆止弁の機能試験、レベル計測、ポンプ軸の振動測定、自然循環試験がある。

制御棒、安全棒については80%までの1次系流量のもとで上下動とスクラム試験を行った。マグネット電流、切りはなし時間、落下時間などを測定し、満足されることがわかった。

1次系のプラグ温度は180°C程度になっている。cold trapには全流量流しており、バスケットの交換を準備している。Naのサンプリングをしたがまだ分析はしていない。

燃料交換機はブランケットしゃへい体をいれ終わった時操作がスムーズでなくなり音がやかましくなったので分解したところ摺動部分が一部摩耗していたので手直しした。その時までの運転時間は通常運転の1.5年分に相当しており、今後は順調に作動するものと思われる。

2次系#1 loopでは水を注入してH₂計をCheckし、感度、応答時間などが十分満足されていることを確認した。

EVで一部ガス差込みがあったので手直しした。#2 loopではEV、SH、RHの管内をHe加圧し、シェル側でHeをサンプルしてもらえcheckした。

#3 loopではNaをいれてからEV、SHのHe testを終り、RHは進行中である。2次系のplug temp. は180°Cになっている。

制御棒の途中までの挿入状態での反応度ワースを測定中、他のCRとの干渉が認められた。制御棒3本の全ワースは干渉のため3.5~4.8\$の変化をしめした。

CRの試験によってワースのC/Eを確かめること、炉の今後の運転に使える全ワースを±5C以内の精度にすること、shut clownのワースを全burn up過程において±50Cの精度にすること、温度係数、出力係数を正確に決めるため1mm当りの反応度ワースを各rod毎に求めておくことができた。

またPFRでは54fuel S/Aと65fuel S/Aの炉心でgangでCRをうごかした時のrod各位置でのワースを求めたし、CR1本1本毎のワースの絶対値も求めた。これらの測定におけるNa温度は250°Cと400°Cである。

CRの干渉はZEBRAの実験結果をもとに計算したが実験値とよく合せることができた。

流量20~75%までの範囲では流れによる反応度変動は0~0.2Cであった。

1次系のcold trapは30年の寿命の間不純物をためっ放しにするのではなくて、中に交換可能なbasketをいれておいてこのbasketを交換する。

3.2 「もんじゅ」の設計概要

日本側より「もんじゅ」の設計概要について説明した。

イギリス側は設計内容とともに「もんじゅ」の着工時期がいつになるか、現地事情などについても関心を示した。

3.3 DFRと「常陽」の現状

イギリス側よりDFRの運転経験について次のような紹介があった。

DFRは500φ×500Hのcoreをもち、1950年より運転している。loopはNaK24本で、したがってIHx24基、電磁pump24基がある。SGは12基あり、Cuメタルを間にはさんだNa-水反応の全くおきない構造である。2回NaKもれの経験をもつたが、照射ベッドとして有効にうごいている。fuelはmetallic fuelでU-Mo alloyが使われ、wire spacerでNaKは下向流れである。fuel pinは6本で3種のpinをいれている。

DFR運転の歴史、とくにここ10数年に亘る運転時間のあせん、熱出力の集計、照射実験の数、外国よりの照射依頼の受注量について図表によって説明があった。

Nakリークは67、68年にあり、補修に14ヶ月かかっている。

fuel pinの破損は経験している。ピン表面のgas precipitationが原因ではないかと考えている。

これに対して日本側より「常陽」の建設概況と今後の運転工程を発表した。

3.4 ナトリウム-水反応試験研究

イギリス側よりDEREにおけるナトリウム-水反応の研究現状が報告され、日本側より大洗工学センターにおけるナトリウム-水反応試験の概要のほか、機器開発、ナトリウム流動伝熱研究、放射性ナトリウム研究、ナトリウム分析、ナトリウム純度管理技術開発の現況について報告した。その後ナトリウム-水反応研究に関する討論を行ったが、イギリス側と日本側の研究内容は非常によく似ており、イギリス側はとくに大きな興味を示した。設計基準としてSGの伝熱管の4本同時破断の考え方にはイギリス側は経験上全く同意を表明し、とくにギロチン破断はおこり得ないという感じをもっているようであった。

このほか、燃料集合体に対する圧損の経年変化についてイギリスはPFR用燃料集合体の4000Hナトリウム中試験をBensbergで行ったが、経年変化がなかったことが報告された。また、イギリスではキャビテーション試験にかなり力を注いでいることも報告された。

3.5 燃料再処理

イギリス側より次のようなDEREにおける燃料再処理の状況が説明された。

UKAEAは、PFRの再処理とfuel cycleについての研究を2年前に終わった。

高速炉燃料再処理の問題点はブルトニウムの富化度が大きいという点である。これは熱中性子炉の場合とことなり、技術的な検討をこれまで行ってきた。

PFRの炉心燃料は、1年に1回そっくり交換されることになる。そこで年間60~70体のPFR燃料集合体を再処理できるよう、現在のDFR燃料再処理施設を改造、増設することにした。

DFRとPFR燃料の再処理上異なる点は、DFRは高濃縮U235を使用したU-Mo合金燃料がdriver fuelで燃焼度は約20000MWD/Tである。しかるにPFRはブルトニウム燃料を使用し燃焼度は50000MWD/T以上である。PFR燃料集合体のDecay heatは、180日の冷却後約3kwである。したがって、中心温度が燃料

の融点以下になるよう熱除去をする必要がある。

a) 前処理

集合体の端部を切断しナトリウムをdrain offする。

つぎにSteam + N₂で洗浄する。集合体内上部にあるmixed breeder sectionはすぐには再処理しないであとでWinscaleのBNFL plantで処理する。

集合体は1体ごとにキャスクに入れ、再処理工場のhandling caveに送りこまれる。1集合体に325本の燃料ピンが入っているがこのピンを引抜き、引抜かれた燃料ピンはガスプレナム部を切りはなし、各ピン毎あるいは燃料ピンの束を1/2"毎に小さく切り刻む。Chopped fuel pinはbasketに入れ、溶解槽に送られる。そこで循環浸出液により浸出される。

その後沸騰硝酸でウランとプルトニウムを浸出したあと、バスケットを洗浄し、乾燥後被覆管を廃棄する。ラッパ管も廃棄物として処理する。

不溶性のFPは崩壊熱が高く、配管壁の局部腐食をおこしたり、種々悪影響を及ぼすためこの不溶性FPを除去する。

b) 溶媒抽出

遠心分離機の溶液は溶液タンクに送られ、そこで核物質の含有量を測定、プルトニウム原子価調整、硝酸濃度の調整をして溶媒抽出工程にまわされる。

抽出工程ではウランとプルトニウムは溶媒中にのこし、FPは水相に残して廃棄する。この廃液は地下に運ばれ、熱除去施設に入れて廃液を冷却する。長期間の内に蒸発凝縮して、将来はガラス化あるいはタール化して固形化する。

ウランとプルトニウムを含む溶媒はBack washとstrip工程にまわされる。

プルトニウムとウランは、硝酸で再調整し、プルトニウムは原子価調整をおこなう。つぎに抽出第2サイクルに送りスクラッピングと更にウラン、プルトニウムのstrippingをおこなう。2サイクルの抽出工程後、プルトニウムは実質上ウランを含まない状態となり、ウラン液と分離される。

c) 問題点

再処理にあたりα放射能や、その他FPによる放射能が非常に増大するという問題、それに伴う除染の問題、多量のウラン廃液や試薬類の廃液処理の問題があり、努力をはらっている。

再処理プラント設計上の大きな問題点の1つに集合体の発熱の問題がある。集合体の貯蔵、移動の際の除熱を考えなければならない。またラッパ管より燃料ピンの引抜き法についても検討している。

とくに注意を要するのは集合体より中性子放出の問題である。

不溶性のFPは重要な問題であるが、この不溶性FPとプルトニウム含有量が、燃焼度や初期プルトニウム含有量とどういう関係にあるかしらべることが大切である。燃焼度が高くなるにつれ不溶性FPが増加する傾向がある。

溶媒抽出工程はConventional systemであるが、抽出第1段階での溶媒劣化が問題となろう。

また工程中プルトニウムの計量管理と同時に燃料をリサイクルして使用しているうちに同位体組成が変ってきて高次化プルトニウムが増加し取扱上また燃料製造上問題となる。

この説明のあと「常陽」の燃料をイギリスで再処理する可能性があること、使用済燃料輸送キャスクは敦賀のBWRからイギリスに送っているBNFLのキャスクが使用できると考えられることなどについて討論された。

3.6 DERE施設の見学

a) 見学に先立ってイギリス側より次のような説明があった。

ドンレイ研究所における仕事は、非常に小部分を除いて高速炉に関係している。小部分というのは、MTR用のウラン-アルミニウム燃料の製造と再処理に関した仕事である。

DEREの組織はつぎのように分類できる。

Activity	配分	Supervision
PFR Operation & Technology.....	1/4	Mr. Evans
DFR Ops & Technology	1/4	
Engineering Technology		
(Operation of Instrument, Steam Generator Rigs)		
Fuel Manufacture & Reprocessing.....	1/4	Mr. Blumfield
Fuel Development & Examination.....	1/4	(Deputy Director)
(Non destructive & Destructive Exam.)		

現在DEREには約2,000人の従業員がいる。
内約250名が専門の技術者である。

DFR: 1959年臨界になってから約15年間運転
経験をつんできた。来年は閉鎖が予定
されており、現在燃料破損に関連した
実験を行っている。

再処理: これまでDFRの金属燃料を行ってき
たが、PFR燃料の再処理を考え改造
している。

Fuel Development & Examination: 照射後
燃料の試験を継続しており、炭化物燃
料についてもこれまでいろいろ試験を
つづけてきた。現在PFRのホットラ
ボの完成をすすめている。

PFR: PFRも今年3月臨界になり現在Co-
mmissioning testを続けている。この
夏には送電できる予定である。PFR
燃料の製造工場もWinscale plantで
行うようになり、現在はPFR用燃料
再処理のためのplant改造をドンレイ
の再処理工場で行っている。

燃料サイクル確立のため、製造加工
—原子炉—再処理と云う1連のサイク
ルをすべて工場規模で実施している。

PFR用再処理工場は1975~1976に
かけてCommissioning testを実施し
運転に入る予定である。

またPFR用ホットラボも1975年に
は操業開始の予定で、高速原型炉の開
発は順調に進んでいる。

b) PFRの見学

見学した場所は次の8ヶ所である。

- ① PFRの運転床面
- ② メンテナンス室
- ③ 2次冷却系室
- ④ 燃料検査用ホット・セル室
- ⑤ SG室
- ⑥ T/G室
- ⑦ 制御室
- ⑧ シミュレータ訓練室

施設の状況は次の通りであった。

- ① 炉心特性はとり終り、炉上部ピット室の蓋

を一部あけてあり、制御棒駆動装置の頭部と炉
心中央にある計測孔の上部管がよく見られた。

回転プラグの電線処理は吊下げ方式で非常に
簡単である。

- ② 燃料交換シュートの制御盤を運転床面の
上で一部手直ししていた。

- ③ 1次、2次冷却系とも250~300°Cで等温
運転中であつた。ただし、1次pump一台は
故障後交換してなくて、1次系は2 loop 運転
中、2次系のpumpは故障後交換も完了してお
り3 loopで運転中である。

- ④ 運転床面につづいて同一格納施設内にメン
テナンス室があり、そこにIHXとpump共用
のメンテナンスキャスク（これが最大で100
Ton）CRD、燃料交換シュート、燃料交換
機用メンテナンスキャスクがおいてある。

またメンテナンス室に蒸気洗浄の台があつ
て、ここで炉心タンクからとり出した機器を
洗浄できるようになっている。

またメンテナンス室のはしに1次系の故障
pumpがとり出しておいてあった。

- ⑤ 2次冷却系室では運転中pipeの保温外表面
温度は40°C程度である。この室の床は大部分
コンクリートのままで傾斜をつけてあり、低
いところにはもれたNaを窒息させる1m×2
m位の格子付受皿が、設置されている（格子
の孔は8mm×8mmの四角）。

- ⑥ 消火設備は運転床面と2次冷却系室にはな
くT/G室にはPortableなCO₂消火器があ
る。但し適宜各室にもちこめるように各室の
入口にPortableなPowder消火器が数箇づつ
並べてある。

- ⑦ 燃料検査用ホット・セル内には新燃料の Δp
測定用装置がある。新燃料S/Aは1本づつ
ここに立てて空気で流れ試験を行い、 Δp を
測定して炉心のどのregionにいれる燃料S/A
かを決定してから炉心に装荷する、PFR
のFuel S/Aには各region毎に異なった
gagがはいっている。したがって誤装荷防止の
ためにとくにこの流れ試験を行って Δp を確認し、
起動後燃料上部のT/Cで温度をcheckして
ゆく方法がPFRではとられている。

- ⑧ turbineには補助ボイラーを使って通気だけさせている。
- ⑨ SGのうちEVはgas巻込みがあり、仕切り板の孔を通して手直しを終り、組み終った状態であった。
- ⑩ 中央制御室は既によく知られているように非常にせまく計算機制御が全面的にとりいれられており、30^B位のTVが5台並び丁度見学した時は1次タンク内の各部の温度、1次ポンプ、2次ポンプの流量ヘッドなどがTV上にdisplayされていた。
- ⑪ PFRのシュミレータのねらいは運転員を訓練してcontrol displayとalarm systemになれさせることによってoperating errorによるoutageをへらすことと、control系の将来の改造計画に有効に利用し、またプラントの事故解析、運転方法の改良をcheckすることにある。

ハードとしては、中央制御室と同じ配置でModelとしては約1000の式を組合せられて、炉の起動停止を含む運転、タービンtrip、スクラム、1次pumpトリップ、2次ポンプトリップ、rod stuck、などの項目についてtrainingできる。

最近アナログも組合せる計画があり、ハイブリッドにする予定である。

c) 感 想

- ① PFRはまさにcommissioningの最中で冷却系の等温運転を進めていた。
- ② プラントの性格としては発電炉ではあるが実験炉的性格が強いようである。たとえばcore configurationは対称ではなくradial blanketは一部だけ3層にし他は1層でこの3層部分でCFRのblanket特性をみようとしていること、炉心中に2本emptyというfuel S/Aをいれてここを利用して炉心核特性が測定できるようにしていること、などである。
- ③ 格納容器の内部スペースに十分の余裕が感ぜられるが直方体ビルディングの1重格納構造をそのままわが国で建設することは無理であろう。

- ④ 中央制御室は計算機制御を採用しているため小さいが、TV上のdisplayを見る限り、照度をあまり上げられないこともあってとくに見易いとは感じない。
- ⑤ 配管系（とくに2次冷却系）の支持は非常に簡単で耐震支持についてはとくにイギリスは考慮していないことが目立つ。
- ⑥ PFRでは人員用のエレベータによってプラント各部に楽に行けるようにしてある。将来の保守、メンテナンスを考えると通行の楽な階段かエレベータをつけることは必要であろう。
- ⑦ NaKはPFRではIHXからair coolerまでのthermal syphonと炉心タンク底部にコイルをいれて、初期チャージの際Naが固まらないようにするために使っている。

d) PFRホット・ラボの見学

d-1) 新燃料受入検査

Winscaleから陸上輸送された新燃料は、PFRに装荷する前にホットラボの新燃料セルで受入検査をする。検査項目はつぎのようである。

- ① 外観検査、表面のきず、輸送中の損傷程度
- ② 外形寸法測定—製造時の許容範囲に入っているかどうか検査
- ③ Gag調整—ガスフローによって、オリフィス調整を行い炉内に入れる。

新燃料集合体の解体組立ては行わない。照射前の製造時データはすべて計算機でData packageにファイルされる。

d-2) 新燃料装荷と照射済燃料の取出し

New Fuel Cellで検査を済んだ集合体は、このセル隅の天井からキャスクで引上げ“Irradiated Fuel Cellの天井”ポートから照射済燃料セル内のBackgt exchange stationに入れられる。つぎにTransferトンネルを通じてIrradiated Fuel Cellの一番隅の天井から照射済燃料移動キャスクに入れ、PFRに運ばれ装荷する。帰りは照射済燃料集合体を入れて逆コースをたどり、Irradiated Fuel Cellに移される。心ずキャスクは新燃料と照射済燃料の1対1の交換をして移動することになる。

d-3) 照射後試験

照射済燃料集合体はIrradiated Fuel Cell内にあるナトリウムが入ったPrimary Storage tankに貯蔵される。ここには80体のS/Aが貯蔵でき、熱交換器をつけ冷却している。つぎにS/A解体タンクに移動しラッパー管上、下部を切断し、集合体内上部のMixer breeder部分を取りはずす。その時点で燃料ピンの上部が見えることになる。ナトリウムタンク内で集合体から燃料ピンを1本づつ引き出しCassette magazineに移し燃料ピンについて測定を行う。

PFRの燃料ピンは長さ8'で非常に長く、マニピレータでは取扱えないのでcassetteに入れ、ホイスト等の機械を使用して移動させる。

外観検査、寸法、重量測定などはナトリウム洗浄してから行う。洗浄方法はスチーム洗浄であり、洗浄セルをケープとIsolateすることができる。その中に燃料ピンや集合体を入れて洗浄できる。まず通常のアルゴン雰囲気乾燥スチームに変えて洗浄し、続いて湿りスチームで洗浄、完全に水洗しナトリウム除去し、乾燥して、アルゴン雰囲気にもどす。

破損した燃料ピンについては、洗浄しないでアルゴン封入の缶につめ、破損部を保存して他の詳細な破壊試験のできるセルに搬出する。

d-4) 照射後試験燃料ピン数

PFR集合体1体当たり325本の燃料ピンが含まれているが、PFRホットラボで非破壊試験をするのはこのうち約20本である。あとは再処理にまわす。ただしこの非破壊試験にはγスキャンは含まれない。PFRホットラボにはγスキャン装置は現在置かれていない。20本の内詳細な破壊試験にまわるのは5~6本でγスキャン、金相試験を行う。

d-5) セル

セル内雰囲気はすべてアルゴン雰囲気で精製装置をつけて再循環している。酸素含有率は50 ppm以下、水分含有率は極めて低く保っているとのことであった。

e) Na-水反応試験施設の見学

① 小リーク時の注水量測定装置

水タンクの底にTransducerをおいてlevel

計の代用をさせ感度よく注水量を測定している。

② Wastage 試験片

Wastage試験は平板と $\frac{1}{2}$ B管に対して行い(材料はSUSとクロモリ)Wastageの形以外に板のうすくなる様子と孔のあき方に重点をおいている。

またリーク時の注入ノズルの孔の拡大状況を丁寧に測定していた。

③ NOAH

④ Super NOAH

PFR用のSGと同規模(直径 $\frac{1}{2}$ 、高さ $\frac{1}{2}$)のモデルを使った大リーク試験装置である。

反応容器は1 m ϕ $\times$ 7 m HでU字管が10数本入っている。Naのインベントリは約2Ton。

放出系には収納容器があり、その先にサイクロン式テストセパレータがある。

注水量は200kg(1本破断時30秒の注水量)従来約16回のテストをしている。

4. Winfrith (AEEW) での会議

4.1 炉物理

イギリス側よりPFRとCFRのためWinfrithで行っている作業の内容の紹介があり、とくに核データ、ZEBRA実験および計算法の現状を述べ、CFR特性の予測精度の改善のため英国、フランス、ドイツおよび日本の協力により炉物理実験を行うこと(2 ton炉心計画)の必要性を強調した。その内容は英国1.1 ton、フランス0.3 ton、ドイツ0.3 ton、さらに多分イタリアが0.2~0.4 tonのPu fissileを供出する。そして2~2 $\frac{1}{2}$ tonのPu fissileを使用し、高さ914mm、直径約2.5m、容積約5000ℓの2ゾーン炉心を組む。実験施設としてはZEBRAを使用する予定で、各国から少くとも2名の研究者の参加を予定している。日本からのPu供出は考えていない。実験開始は1976年春を予定しており、期間は2年間である。日本側からはFCA実験と解析の現況および今後の計画を説明した。

大形炉心の炉物理実験に関しては、大きなPu集合体の“distributed properties”とくに出力分布は均一組成の燃料装荷炉心に対してさ

も十分よくは予測できない現状である。この問題の解決が今後に残された大きな課題でもあり、いわゆる“2 ton炉心計画”が提案されている。この計画に対する日本の態度を早急に再検討し、明らかにすることが必要であろう。

4.2 AEE Winfrith施設見学

a) ZEBRA 見学

イギリス側からZEBRAの構造の概要および炉心13 (PFRのoperational mock-up) 実験の現状の説明をきき、炉室に入って炉頂より見学した。

ZEBRAは現在PFRの模擬炉心において170本のPu fission chamberにより3次元の出力分布測定を行っている。

ZEBRA 炉心13の実験では、150ヶの平板型核分裂チェンバーによるマルチチャンネル・スキヤニングシステムが使用されているが、これは現在最も重要と考えられる出力分布の研究に対して極めて強力な武器である。FCAでは核分裂計数管および箔を並用しているが、3次元的な測定結果を得るのに長時間を必要としている。これがわずか1時間程度で得られることに感心した。

b) Heat Transfer Lab 見学

b-1) SWEL (Steam and Water Environmental Loop)

これは加圧水あるいは沸騰水中で運転されるplant Component振動試験をするためのもので、温度、圧力、流量、蒸気量条件はBWR、PWRの燃料クラスター試験ができるよう広範囲に変えられる。

b-2) SPEL (Springfield Pressurised Water Endurance Test Loop)

PWR燃料クラスターについて加圧下で加熱した場合のPlant Componentの振動、圧力損失の試験のために設けられたものである。

2つのテストチャンネルはそれぞれ長さ4.8m 直径150mmあり、ポンプは75kwのモーターで駆動される。

b-3) 9 MW RIG

温度、圧力、流量、熱出力等を広範囲に変え、実スケールの電気加熱ヒーター棒により水冷却

炉の流量抵抗、熱伝達、ドライアウトなどに関するデータを測定するために作られた。また、これにより、過渡状態での燃料クラスターの挙動、グリッド設計に対する情報も得られる。この装置は本来はHTGRのために作られたが最近では軽水炉について米国よりもテストの依頼がある。

主なデータを下記に示す。

最大圧力	70kg/cm ²
最高温度	285°C
加熱棒数	36本
加熱長さ	365cm

b-4) 6 MW RIG

このリグは定常状態における臨界熱流束実験また、加熱チューブおよびクラスターにおいて流量、出力等を変えた場合の影響を調べるために設置された。その他、特殊な型の計測装置の開発、校正、ドライアウト実験、水力安定試験なども可能である。

b-5) 4 MW RIG

このリグは沸騰熱伝達に関して基礎的な実験を行うために設置された。高圧下のボイラープラントの設計にはとくに有用なものであり、その他ドライアウト、圧力損失の測定にも用いられる。

b-6) Winfrith High-Pressure Rig

サブクール水、沸騰水、スーパーヒート蒸気の熱伝達係数の測定、定常および過渡状態におけるドライアウトの測定、二相流の安定性に関する研究、蒸発器の終端からスーパーヒート領域のところでの水のキャリーオーバーに関する研究、過渡状態におけるボイラータープの挙動に関する研究等をこのリグにより行っている。

b-7) FREON RIG

フロン・リグは熱伝達、ドライアウトなどの研究のために水の代用としてフロンを用いるように設置された。フロンは良い模擬流体であると共に、実験装置が安く、実験自体も迅速に安くできる利点がある。

b-8) Spray Cooling Rigs

このリグは本来SGHWRの炉心冷却装置の性能を調べるために設計、設置されたが、非常

にflexible となっているため、他の炉型についても同様の試験が出来、また、flooding、quenching に関して原子炉プラントのみならず一般的なものについても試験出来る。この装置の一つの特徴はヒーター棒による発熱は軸方向にcosine分布をとれることである。

b-9) Vertical Tube Evaporator Rig

このリグは薄肉の蒸発器のチューブについて熱伝達パラメータを測定するために設置され、現在はPFRのevaporatorについて模擬試験を行っている。

その他、このlaboratoryにはsupercritical steam rig、high pressure water loop、cavitation loop等があるが、多くはSGHWR、LWR用のものである。

しかし、現在FBRの燃料ピンと同寸法のヒーターピンを製作中であり、これは7本バンドルとし水中で沸騰実験を行う予定である。主たる目的はre entry現象の研究で圧力を2気圧として沸騰直前まで温度を上げ、瞬時に大気圧に戻し沸騰させる方法である。また、その結果を計算コードを開発し計算結果と比較する予定である。

c) Instrumentation Lab. 見学

Winfrithではneutron detector関係では高温用($\sim 600^{\circ}\text{C}$)のpulse fission chamber、D.C. γ -compensated detectorの開発を行ってきた。その性能は満足すべきものであるが、ここ数年特に問題になっているのはある程度の量をまとめて作る場合のimpurity control costである。実験室で極く少数本作った場合にはimpurity controlも厳格にでき、costを度外視すれば問題なかった。そこで最近はガス中のimpurityをどこまで許容出来るかを高温下で行っているが、ガスを貯蔵してあるボンベをcutしてみたところ、内面が非常に汚れており、99.99%の純度のガスをボンベにつめても使用する際には相当純度が落ちているものと思われ、その面の問題もある。また、実際にmanufactureは20th century companyが行っているが、このような問題でいろいろ新しいことを教えられる。

ZEBRAを用いてPFRのpower distributionを3次元的に測定するためのPu fission chamberの開発もこの研究室で行い、ZEBRAに装荷する一枚の燃料プレートと同寸法のもを最近完成させた。

d) Dragin 炉およびホット・ラボ見学

d-1) ドラゴン炉

高温ガス冷却炉開発のため、英国はオーストリア、デンマーク、ユーラトム、ノルウェー、スウェーデン、スイスと協同でOECDドラゴンプロジェクトとしてこのウインフリスにドラゴン炉を建設した。1964年臨界になってから、現在まで種々の研究が続けられ、蒸気タービンによる発電のほか、直接ヘリウムガスタービンによる発電を開発している。

燃料は被覆粒子を使用しているが、その燃料核は粉末をagglomerateしてつくるか、ゾルゲル法で球状につくっている。この核を流動床をつかって何層かに被覆する。炭化水素あるいは四塩化炭素をアルゴンまたは窒素ガス雰囲気中で $1200\sim 2000^{\circ}\text{C}$ で熱分解し被覆する。次にメチル・トリクロロシランを熱分解して炭化硅素の層を被覆しFPの拡散を防ぐ。さらにその外側を熱分解炭素で被覆する3層被覆となっている。これらの粒子を黒鉛粉末と一緒に樹脂でかため $1.7' \phi \times 2.1' \text{L}$ の黒鉛円環状のコンパクトというものに成型する。これを 1800°C で熱処理脱ガス後黒鉛シースにつめて燃料要素としている。

このような燃料要素を使用して得られる冷却ガス温度は 800°C 位で水炉の 300°C にくらべてはるかに高く、将来はさらに高温 950°C 位までを考えている。このように温度を上げて炉心自体はあまり問題がないとのことであった。ただ高温になった場合1次系He中の不純物が高温の黒鉛を腐食する問題があり、Heの純化精製が重要であるとのことだった。

d-2) AEEWのホット・ラボ

ホット・ラボは2つのWingからなっており、一つのWingはSGHWRよりの燃料材料の照射後試験を行う。他のWingはDragon炉よりの黒鉛燃料材料の照射後試験を行うようになっている。

CaveのWing長さは約10mでインテグラル型セルになっており、SGHWRの12.5cm ϕ ×366cm Lクラスター燃料の解体、検査ができるようになっている。

一方、ガス用ケーブには非破壊検査装置が一通りあり、金相試験はOECDのドラゴンプロジェクト加盟国に送って各国で調べているとのことであった。

4.3 閉会

イギリスJ. Moore氏より次の挨拶があった。

「第3回日英会議は6月10日よりRisley、Donunreay、Winfrithの3ヶ所で連日開かれ大変忙しいスケジュールであったが、日英相互の最近のFBRに関する情報交換が有効に行われたことは喜ばしい。今後ともFBRの開発については日英の情報を活潑に交換し合い、開発を積極的におし進めるとともに友効関係を深めて行きたい。すでにR. V. Moore氏と村田氏とで話合った通り、次回は来年秋日本で開きたいと考えている。その時は「常陽」は運転に入り「もんじゅ」は建設にかかっている頃であり、相互に有効な情報の交換が期待できる。」

これに対して日本側より、今回の日英会議に際して厚意あるまた率直な情報交換、討論、施設見学さらにいろいろのtake careに感謝し、最近の英国のFBR開発の現状をきき、また見て大変有効であったこと、今後とも情報交換を続け、日英のFBR開発に資したいことを述べて閉会した。