

海外出張報告

JOYO-KNK 専門家会議

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N960 76-02
この資料は 図書室保存資料です 閲覧には技術資料閲覧票が必要です	
動力炉・核燃料開発事業団大洗工学センター技術管理室	



1976年1月

動力炉・核燃料開発事業団
大洗工学センター

複製又はこの資料の入手については、下記にお問い合わせください。

〒311-13 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002

動力炉・核燃料開発事業団

大洗工学センター システム開発推進部・技術管理室

Enquires about copyright and reproduction should be addressed to: Technology Management Section O-arai Engineering Center, Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation 4002 Narita-cho, O-arai-machi, Higashi-Ibaraki, Ibaraki-ken, 311-13, Japan

動力炉・核燃料開発事業団 (Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation)

海外出張報告

JOYO-KNK 専門家会議

報告者

山本	寿*
朝倉	文雄*
吉野	富士雄**
相沢	清人**

要 旨

西独カールスルーエに於いて開かれた、JOYO-KNK 専門家会議に出席し、JOYO および KNK の Commissioning tests および advanced core (MK-II 計画) に伴う技術的問題点を討議した。

会議の後、仏原子力施設 Rapsodie および Phenix を見学し、運転管理技術上の問題について討議した。

* 高速実験炉部

* 実験炉計画 Gr

目 次

1. ま え が き	1
2. JOYO-KNK 専 門 家 会 議	6
2.1 会 議 内 容	6
2.2 KNK 見 学	45
2.3 INTERATOM 社 見 学	51
3. 仏 原 子 力 施 設 訪 問	52
3.1 Rapsodie 見 学	52
3.2 Phenix 見 学	53
4. あ と が き	56

1. ま え が き

西独 Karlsruhe にある KNK は 1974 年から現在のナトリウム冷却熱中性子炉を高速炉に改造中であり、1976 年に臨界達成が予定されている。一方高速実験炉 JOYO も 1976 年臨界達成を予定しており、両炉がほぼ同一 phase にあるということで、第 3 回日独会議（1974 年 11 月）の際、PNC と西独（GfK）間で JOYO-KNK 専門家会議を開催するということがもたれた。

その後、会議日程、内容について合意が得られ本年（1975）10 月 6 日～9 日にかけて、JOYO および KNK の Commissioning tests および advanced core について専門家会議が開催された。

JOYO 側からは高速実験炉部および実験計画 Gr より 4 名、KNK 側は Dr. Marth 始め GfK, INTERATOM, KBG より十数名の参加を得てかなり詳細な討論が行われた。

会議には KNK 炉および INTERATOM のナトリウム関係施設の見学も含まれている。

西独での全日程終了後、仏原子炉施設 Rapsodie および Phenix 炉を見学し、運転状況および運転管理技術上の討議を行ったことについても報告する。

表 2.1 プログラム

Experience Exchange Meeting JOYO-KNK

October 6-9, 1975

at Karlsruhe and Bensberg, West-Germany

AGENDA

October 6

room 444, Karlsruhe

9:00 morning session

1. Opening address (Hennies)
2. Opening address (Yamamoto, PNC)

A) General

1. Project KNK I/II-status Review (Marth)
2. Present status and future Program of JOYO (Yamamoto, PNC)
3. Operation history KNK I (Bruderermüller)
4. Licensing Procedure KNK II (Andrae)

B) Commissioning

1. Preoperational flushing method, pump start-up (Asakura, PNC)
2. Pre-critical sodium trial operation at KNK I
 - (1) Initial start-up operation of mechanical Pumps (Mendte)
 - (2) Experience gathered during sodium trial operation at KNK (Hendle)

12:00-14:00 Lunch

14:00 afternoon session

3. Sodium and Cover gas purification Control at JOYO (Asakura, PNC)
4. Purity control of sodium and cover gas at KNK I (Stade)
5. Nuclear test program of JOYO (Yamamoto, PNC)

6. Nuclear experiments at start-up KNK I (Schmidt-Hönow)
7. Techniques and instruments for various core measurements (Yamamoto, PNC)

C) Fuel element handling

1. Experience with fuel handling-machines on KNK (Kesseler)
2. Fuel element cleaning and transport procedures at JOYO (Asakura, PNC)
3. Washing and transport of irradiated fuel elements at KNK I

October 7

room 735, Karlsruhe

9:00 morning session

D) Sodium session

0. Answer and question for PNC questionnaire
1. Counter measures against sodium leakages and fires, and control of of atmosphere in primary cells (Asakura PNC)
2. Sodium fires (GfK-movie)

E) Instrumentation Experiments

1. Failed Fuel Detection Systems at KNK (Richard)
2. Anomaly diagnosis of Components and systems (Asakura, Yamamoto PNC)
3. Acoustic measurements at KNK (Rohrbacher)
4. Neutronic noise measurements at KNK I (Mitzel)

12:00-14:00 Lunch

14:00 Afternoon session

F) Radiation protection

1. Radiation protection Design (Hörning)
2. Experience on radiation protection (Finke)

G) Design problems—advanced cores

1. Design problems—advanced cores
 - (1) Safety analysis for power increase of JOYO (Izawa PNC)
 - (2) Some technical topics in designing JOYO MK.-II core (Yoshino PNC)
2. Thermohydraulic and nuclear design KNK II
 - (1) Thermohydraulic core Design KNK II (Heinecke)
 - (2) The nuclear core design of KNK II (Wilhelm)
3. KNK II: Use for irradiation and as experience basis for SNR
 - (1) Developing program of FBR in West Germany (Guthmann)
 - (2) SNR Core Component Development: The KNK II as full scale irradiation facility (Mayer)
- Construction of JOYO (Slides) (Asakura, PNC)

October 8

Karlsruhe

Visit KNK: Technical discussions

(Mausbeck, Jansing, Richard, Finke)

October 9

Bensberg

1. Visit technical installations

H) Closing session

1. Closing address

(Marth,

Yamamoto)

2. JOYO-KNK 専門家会議

JOYO-KNK 専門家会議は西独の Karlsruhe において開催され、PNC 側から 4 名、西独側から約 15 名出席した。会議の進行は基本的には西独側が設定したプログラムに従ったが、進行状況から協議して一部変更した。表 2.1 にプログラムを示す。

出席者は以下の通りである。

KNK 側

Hennies (opening session のみ)

Marth, Andrae, Höning, Rüter, Brudermüller, Finke, Haberman,
Kessler, Rohrbacher, Glauner, Richard, Stade, Hendle, Schmidt-Hönow,
Guthmann, Mayer, Merkel, Heincke, Wilhelm, Kathol

PNC 側

山本, 朝倉, 吉野, 相沢

2.1 会議の内容

以下にプログラムに従って発表内容の要約および主な質疑応答をまとめた。

A General

A-1 Project KNK I/II-Status Review (Marth, GfK)

要 旨

KNK-I はナトリウム冷却熱中性炉であるが、改造中の KNK-II は UO_2 - PuO_2 の高速炉である。

KNK の組織は設計製作は INTERATOM, 運転は KBG, 所有者は GfK である。licence は 10 (建設 5, 運転 5) にわかれており、当局から 650 項目にわたる条件がつけられた。

KNK-I は、Commissioning でいろいろ問題があったがポンプ, IHX, 炉停止系 (primary) は順調であった。工程は約 2 年遅れたが、その主なものは

1. 回転プラグの gap 内のナトリウムエアロゾル付着
2. ミスオペレーションによる熱衝撃問題の解析
3. SG のナトリウム-水反応事故
4. 予熱系の不具合 (電気絶縁の劣化)
5. ナトリウム火災 (2 次系で約 500 l の漏洩)

改造中のKNK-IIについては新たに燃料貯蔵施設，燃料取扱系の改良，非常用ディ
ゼルの追加，非常用炉心冷却系を追加する。KNK-IIは1976年中頃臨界1977年定
格運転の予定でSNRに4年先行する。利用計画としては炉雑音，音響法その他燃料開
発としてカーバイド燃料照射計画がある。

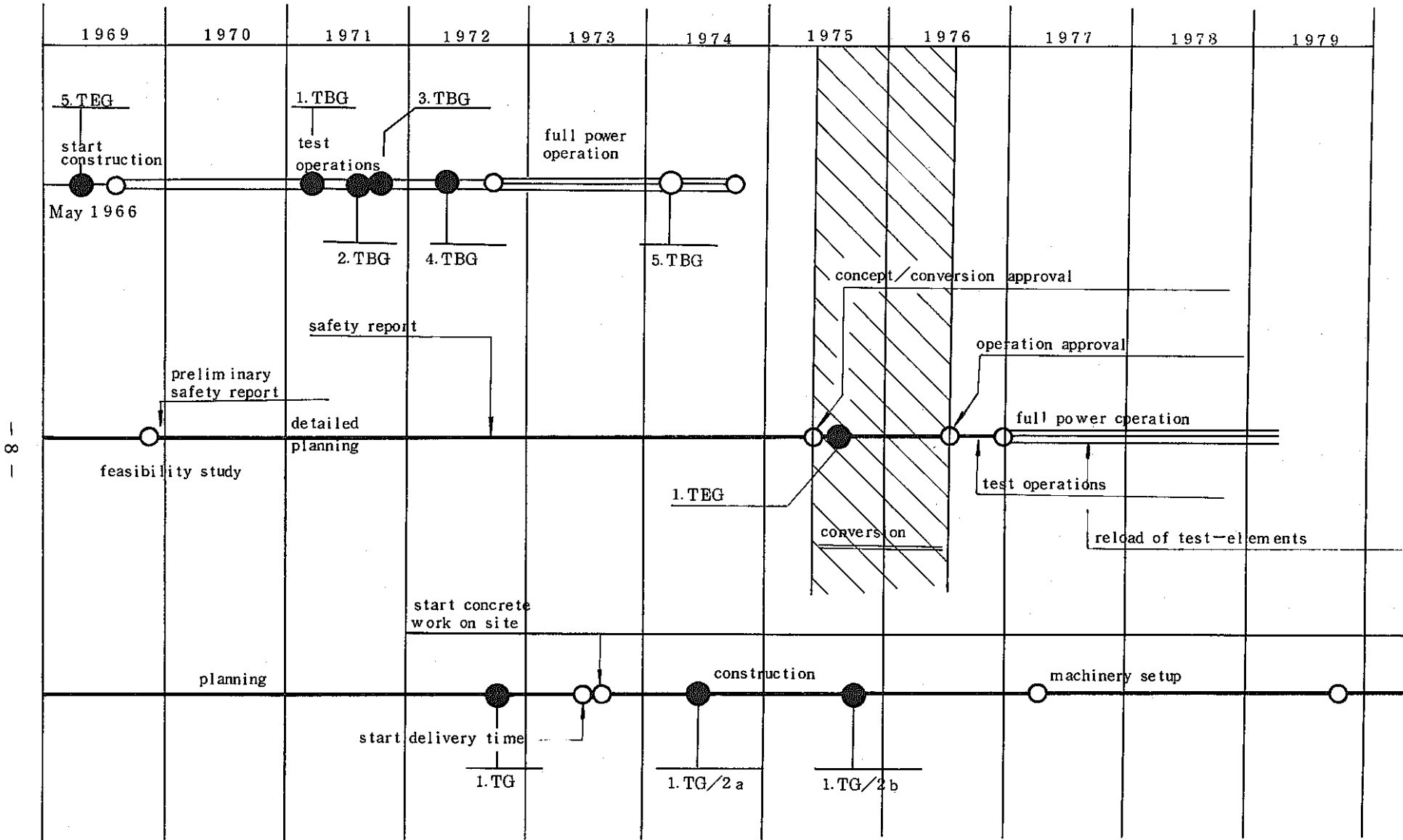
討 論

Q：10のpartial licenceの各々は何を示すのか。

A：例えば construction の1は土木建築関係である。operation の1は燃料取扱
施設2は臨界近接試験である。

Q：partial licence のわけ方は法で定められているのか。

A：その通り。



TIME SCHEDULE KNKI-KNKII-SNR

A-2 Present Status and Future Program of JOYO (Yamamoto, PNC)

要 旨

常陽は1974年末建設および機器据付が終ったが、設計見直しの結果遮蔽および熱衝撃緩和のために、いくつか改良追加工事を行ったためCommissioningのScheduleは約4ヶ月遅れた。その後、炉容器の昇温中にもトラブルがあり、現在のScheduleでは臨界は1976年11月の予定である。その他MK-II関係についても工程表等により説明した。

討 論

Q：確認であるが現在の工程では臨界は来年11月ということか。

A：その通りである。

Q：MonjuのScheduleはどうなるか、建設開始は1977と聞いていたか？

A：恐らく1978年以降になろう。

Q：それはPNCの正式決定か。遅延は技術的問題のためか。

A：私見である。技術的というより予算上の問題が大きな要因であろう。

Q：MK-II関係のlicenseに必要な期間が $\frac{1}{4}$ ～ $\frac{1}{2}$ 年というのは信じられない。

KNKではきわめて長期間かかっている。

A：Scheduleとしてそう期間を予定している。

(これに関連して日本の許認可関係の組織を簡単に説明した。組織に関してはほとんど同じというコメント有り)

A-3 Operation History KNK-I (Brudermüller, KNK)

要 旨

1972. 2 2次系ナトリウムが500 Kg漏洩、火災を起したが最高温度は高々450℃で機器に実質的な被害なし、僅かに電線の被覆が焼失して交替する必要が生じた。但し火災の際生じたナトリウム酸化物がかなり機器配管に付着し、これを除去するのにかなり手間を要した。

1972. 4 2次冷却系ナトリウムの中性子による放射化量に見直しがあり、IHXに対して遮蔽材の追加が必要となった。

1972～1973 蒸気発生器での漏洩によるトラブルがあり、工程が3ヶ月遅延した。その際パイプの一部差しかえが必要となった。

1回は水側でトラブル発生(1972. 12)

1回はナトリウム側でトラブル発生(1973. 1)

討 論

Q: 遮蔽の問題はストリーミングによるものか?

A: とくにストリーミングということではない。

A-4 Licensing Procedure at KNK (Andrae, INTERATOM)

要 旨

KNK-IIはKNK-Iに於ける炉心部分を高速炉炉心のそれに置きかえただけである。しかし乍らその安全審査に当っては全く新しいプラントとして審査を受けることを要求された。

KNK-II予備安全解析報告書は1969年に終了し、1970年に安全審査の申請を行った。その過程でINTERATOM社が提出した確率論的安全評価報告書は当局の受け入れるところとはならなかった。

1971年初頭より、非常用冷却系に対する新たな当局の要求に対応して炉容器とガードベッセルとの間の窒素ガスを用いた非常用冷却系^(注)を新たに設置した。1972年初頭より地震、飛行機衝突、サポタージュに対する防護、爆発によって生ずる圧力波、KNK-II隣接施設への影響、安全保護系のリダンダンシーへの対策も要求された。

既に建設に関する許可はおりたが、現在運転の為の審査が進行中である。この作業の為に40～60人のexpertsが従事している。

KNK-IIは1976年に運転が開始されると期待されている。

(注) 炉容器の余熱系に冷N₂ガスを逆流させて冷却する。

討 論

Q: fig. 1で1 TEG. とあるのは

A: first partical licenseを意味する。ドイツでは安全審査の許認可が日本と違って、土木工事、プラント機器摺付、運転等幾つかの工程に区切って行われている。

Q: 炉心の非常用冷却系の追加が要求されたのは、補助冷却系がないためか?

A: その通り。

Q: 非常用冷却系の除熱能力はいくらか。

また通常運転時、N₂ガスは流すのか？

A：除熱能力は80KWである。通常運転時は呼吸程度にN₂ガスを流す。

Q：非常用電力供給系を更に1つ追加した理由は何か？

A：飛行機衝突等に対する独立性を確保するために原子炉から100m離れた地点に3台の非常用ディーゼルエンジンを設置していた。

しかし乍ら、KNK-IIの安全審査過程に於て外部からの衝撃に対する redundancyの観点から2の1地点にだけ集中しているのは問題であるとして原子炉に関し反対側に更にもう一台の非常用ディーゼル発電機を設置することとした。

Q：飛行機の衝突としては何を考えているか？

A：ファントム戦闘機のエンジンの落下まで評価している。

B Commissioning

B-1 Preoperational Flushing Method, Pump Start up

(Asakura, PNC)

要 旨

- (1) 総合機能試験はCold Test, Hot Gas Test 及び Sodium Test の三つのフェーズより構成され、温度条件は250℃までが可能であること及び各フェイズ中に実施される試験項目について説明し、現在Cold Testが完了しHot Gas Testに入ろうとしていることを工程表により説明した。
- (2) ナトリウム系のフラッシングについては、ポンプの運転をしないで単にナトリウムを系統に充填し、ダンプタンクにドレンする方法を実施し、一次系については特にストレーナを系統の逆止弁位置に取付けストレーナ強度の点よりポンプは50%を上限として循環することを計画している事を説明した。又特にストレーナについてコメントを求めた。

討 論

Q：温度条件として250℃以上になぜしないのか？

A：予熱系及びポンプ入熱を総合しても250℃以上にならないためである。

(注) KNKでは2次系の膨脹タンクに初期には内部ヒータを投入し、Na漏洩事故を経験し、その後タンク外側に360KWのヒータを巻き、この入熱とポンプ入熱で500℃にしている。又、Hot Gas Test中では200℃にしている。

Q：ストレーナ位置はポンプの出口側になっているがどうしてか？

A：設計初期より計画したものでないので、現場の作業等で入口側に配置する事は困難であった。

Q：ストレーナの挿入目的がよく理解出来ないが？

A：工場及び現地組立時に清浄度管理を実施して来たが万一を考慮して、ストレーナを設け、その効果を確認しようとするものである。

Q：清浄度管理を実施したのならストレーナは不要と思うが組立時に系統に何か置き忘れた物があるのか？又、ストレーナはすぐ取りはずして、内容物を調べるのか？

A：系統に何か置き忘れたという事はないが、万一に備えて、炉内のブランケット S/A、及びポンプ等を保護するために配置するもので異物がなければ結果的には無駄な努力になるので保険のようなものだ。又、ストレーナは系統ナトリウムをドレンし、ストレーナを取出し内容物を調査することになっている。

(3) ナトリウムポンプの Startup について

Mock-up Test 中にシャフトが遮蔽板に当たるほどのシャフトの熱変形が生じる経験をし、その後この点を改良して実機は出来上っているが、起動時特に再起動時にシャフトの熱変形が許容出来る範囲かどうかを調べるため、ジャッキアップして回転トルクを調べることを Mock-up で計画している。

討 論

Q：なぜジャッキアップするのか

A：上部ベアリング部に油を浸入させ回転を容易にするためでジャッキアップしないと人力では回転が困難なためだ。

Q：KNKのポンプは小型だが簡単に回転するので少し大型だということでも理解出来ない。

(注) 後に見学して分った事であるが、JOYOの1次系のポンプは外観及びカップリングの径、厚さ、油ポンプ等KNK、ラプソディ、フェニックスのどれよりも大型である。

A：大型の上にベアリング構造が異なるためだと思う。

Q：実機でもジャッキアップ装置をつけるのか。

A：Mock-upの結果次第だ。

Q：KNKではシャフトの熱変形の点で特に停電等の再起動の時、運転マニュアル上の制約を設けているか？

A : KNKでは何も制約はない。

B-2 Pre-critical Sodium Trial Operation at KNK-I

1) Initial Start-up Operation of Mechanical Pumps

(Mente, INTERATOM)

要 旨

1次系のメカニカルポンプも2次系のポンプと同種のものでこれらはベンスベルグのインターアトムでR&Dされ、200～560℃で3230 hrの運転時間を有しているので原子炉サイトでは特別なプログラムはなかった。

ポンプ仕様

$$Q = 535 \text{ m}^3/\text{h}$$

$$H = 59 \text{ mNa}$$

$$n = 1200 \text{ rpm}$$

$$N = 70 \text{ KW}$$

ベンスベルグでは120% power ($Q = 635 \text{ m}^3/\text{h}$, $n = 1430 \text{ rpm}$)で実施し、 $NPSH_{\text{exist}} = 7.5 \text{ m}$ に対し、 $NPSH_3\% = 4.5 \text{ m}$ を実測し、3mNa柱に相当する余裕を得た。又、ポンプのオーバフロー現象についても注目し、全回転数範囲にわたって良好な値を得た。テスト期間中には、休止後の再スタート時に、ポンプが回転しないというトラブルを経験している。

分解の結果、 hidroベアリング部の表面強化処理部のところにニッケル成分の高い物質が付着していた。この物質は表面強化材料である"colmonoy"から来たものと思われる。トラブル後、ベアリングギャップを0.2より0.3 mmに拡大してテストを継続した。(KNK用実機はこれに相当する分だけシャフト径を減らしている)

原子炉サイトではNaの注入に先立って二次系のポンプのオイルリーク系の試験中にオイルを系統にもらした。オイルは、蒸留、ガスバージ及びナトリウムリンスによって取除いた。このトラブルによりオイル室に仕切を設けることにより再発を防止した。この外クラッチを傷損し、交換している。

2) Experience Gathered during Sodium Trial Operation at KNK

(Hendl, INTERATOM)

要 旨

KNKのcommissioningは次の4つのフェイズで実施された。

F₁…Na充填前の単一機器の試験検査…1969の後半より開始し、10月27日～11月9日の間に85tのナトリウムを受入れた。40t容量のtank wagonにより輸送され、oil回路によりtankごと110℃にし真空法により系統のタンク（delivery tanks）に受入れた。

この間、カバーガス系、空調系、各供給系が運転された。予熱の際スペースヒータ部の地絡を数多く経験し、局部過熱を生じ、端子部の点検を行った。

F₂…ナトリウム試験…1969.11月より2次系、1970.2月より1次系のナトリウム試験を開始した。この間ナトリウム純化及びナトリウム系の性能について段階的に400℃まで昇温し、2次純化系のタンク内に設けられたスタートアップヒータ（360KW）からのナトリウム漏洩（500Kg）を生じ、この方式を中止し2次系の2つのmixing vesselのスペースヒータを強化する事で500℃に昇温した。

この最初のナトリウム試験でコントロールバルブの組立不良による交換、EMPの電源供給トランス部のトロリー輪の欠陥によりショートを起し、ステップ端子によるコンタクターを使用するものに改造、スペースヒータ端子改造等の外、建設期間中に得られたナトリウム技術の反映、SNRのための改良計算手法による見直しに基ずく改造、原子力局からの要求事項等からナトリウム試験を中断し、1970年6月より1970年9月まで手直し、改造工事を実施した。

1970年の夏頃の改造期間中に回転プラグ上面にかなりの量のナトリウムがベアリング部を經由して漏出し回転プラグが回転しなくなった。

この原因であるナトリウムのエアロゾルの輸送力は回転プラグの半径方向の温度分布により生じ回転プラグと炉容器間のギャップに対流を生じさせるものと思われるが、完成し、運転している回転プラグに根本的な改造を加える（例えば回転プラグ下部に対流防止壁を取付ける）ことは不可能であるので、ギャップ間の付着ナトリウムを機械的に取る方法と熔融による方法（120℃以上にする）を並行して実験し、ナトリウムを取除くことに成功した。

回転トルクは、3.5～8 mkgであったものが、機械的除去により3.5～4.5 mkgになり熔融により3.5 mkg（平均）になった。

1970年10月よりナトリウム試験を再開し、改造箇所、手直し箇所を中心とする試験を実施し、燃料取扱装置の試験、outer moderator（熱中性子炉であるため）制御棒、中性子源等の炉内構造に関する試験、及び安全上重要な装置の機能確認が200～500℃のナトリウム温度で実施された。

ナトリウム試運転期間中のナトリウム純度に関しては、最初の400℃までの温度上昇期間では、系統の温度上昇は一次系及び二次系ともにプラグ温度が170℃以下にならなければ温度上昇はしなかった。純度の最終値は140～130℃であった。

改造期後の350℃での純化作業の時より第2プラグ温度が出現するようになった。この第2プラグ温度は、系統の温度を上昇するにつれて顕著になった。この第2プラグ温度は200～250℃間に出た。

この第2プラグ温度は種々の装置でも見られKNKにおいても色々テストしたが究明されていないがコールドトラップを適当に運転することにより低下させることが出来るが第2プラグ温度を作る物質はコールドトラップにトラップされる効率は大変悪いように思われる。しかしプラントの運転経験より言えることはこの第2プラグ温度はプラントに悪い影響を与えていない。

B-3 Sodium and Cover Gas Purification Control at JOYO

(Asakura, PNC)

要 旨

(1) ナトリウム純度管理

ナトリウムの純度管理は一次系は10ppm、二次系は20ppmを目標に純化することになっている。又、純度管理はプラグング計により、R&Dグループの経験より、 $\log_{10} S = 6.118 - \frac{2383}{T}$ の式により管理しようとしている。この式はEichelbergerの式に近い値を示す。プラグング計のほかに系外サンプリングとしてコイルサンプリングが設備としてある。この系外サンプリング頻度は1～2ヶ月に1回を予定している。

(2) カバーガス管理

系外サンプリングとO₂とN₂を対象にしたガスクロマトグラフにより管理する計

画である。又、系外サンプリングは、2ヶ月に1回位の頻度を考えている。純度管理目標としては次の通りである。

	(一次系)	(二次系)
N ₂	2500ppm	5000ppm
O ₂	30	50
CO	10	20
CO ₂	20	30
H ₂	20	30
CH	10	20

B-4 Purity Control of Sodium and Cover Gas at KNK-I

(Stade, KBG)

要 旨

(1) KNK-Iのナトリウム管理

ナトリウム純度はプラグング計と化学分析のための系外サンプリングで実施している。サンプリングステーションは1次系、2次系にそれぞれ設けられているが、サンプラーはるつぼ(crucible)方式で710mm長さ33.7mm外径のベッセル内に7個のサンプラーが収納され、酸素分析用にはニッケル製のものを、炭素分析にはアルミナ製のものを、又、金属分析と放射能測定用にはスチール又はタンタル製を使用している。

KNK-Iの運転を通じて1次系は44、2次系は46のサンプルを分析した。O₂:(1次系7~20, 2次系2~20 ppm), C:(1次系20~60, 2次系40~200 ppm), H₂(1次系:-2次系2~5)の値を得ている。1次系のO₂に関しては減速材のジルコニウムハイドライドの水素がNaに移動することによるO₂の高い溶解度を、2次系のCについてポンプの潤滑油の漏出によるものと説明される。放射能の測定に関してはGe(Li)-検出器により測定しているが1974年の秋でNa²²は 230×10^{-9} Ci/gに達している。初期純化のために大型のコールドトラップを用意している。これはフィルター部と熱交換部が分離したユニットのもので最高5m³/hのものである。コミッショニング期終了後、1m³/hのフィルター部と熱交換部を同一ユニットに収めたタイプに置き換えている。400~500℃の温度ではプラグング計は0.6℃/hでプラグ温度が上昇した。

この時より380℃に第2プラグ点が150℃に第1プラグ点が出現した。

1971の夏臨界前までに純化が完了し、130～120℃のプラグ温度に達した。

(2) カバーガス管理

1次系及び2次系のカバーガスはそれぞれ別々にガスクロマトグラフにより測定されている。この装置の測定限界は3vpmH₂, 30vpmO₂, 70vpmN₂, 80vpmCH₄である。較正は毎月実施している。2次系については原子炉運転時には上記の限界値以下であった。1次系については平均値として、

H₂ : : 4～25 vpm

O₂ : <30vpm

N₂ : 200～600vpm

CH₄ : <80vpm(200～1000vpmの時もある)

である。1次系は特に燃料交換時及び回転プラグのシール部漏洩がある時純度が低下し、N₂にして1500vpmにまでなった。このような時はフラッシングによった。1973年12月から1974年3月にかけて、原子炉運転中にCH₄が800～1000vpmになり、これは1次系の2つのポンプの1つより、カバーガスプレナムへのオイル漏洩が原因であった。オイル洩れを止めて1～2ヶ月後に通常値の<80vpmになった。

討 論 (B - 3 , B - 4 まとめて)

Q : JOYOの1次系と2次系のナトリウム中の不純物の目標値が異なる理由は?

A : 2次系配管はCr - Moで1次系はSUSのためだ。

C : JOYOのNa中のO₂の濃度は高すぎる。またEichelbergerの式はO₂濃度に対するもので他の不純物にはあてはまらないので、プラグ温度で管理すべきである。

Q : O₂濃度についてKNKはいくらで管理しているのか。また、O₂濃度に関して recommend してほしい。

A : Na中のO₂はカバーガスからも入ってくるので、きわめてlevelを与え難い。as low as possibleとしかいえない。KNKの場合は2～3ppm以下になっていると思う。

Q : JOYOのカバーガス中のN₂, H₂濃度はあまりにも高すぎる。また、サンプリングについても本来連続モニタすべきもので、KNKでは2つのガスクロマトグ

ラフを交互に作動して連続的にモニタしている。

A : N_2 についてはプロセスガスクロマトグラフで連続監視するので、その検出限界を考慮しての目標値である。目下、目標値の設定作業を進めているので再考したい。 H_2 についても同様にしたい。

(注) プロセスガスクロマトグラフについてKNKで使用しているものはインターアトムで開発したもので市販品ではないが輸入は可能とのこと。なおNa 中およびカバーガス中の不純物の管理目標値の設定根拠については帰国後 letter で回答することにした。

B-5 Nuclear Test Program of JOYO (Yamamoto, PNC)

要 旨

JOYOの性能試験は臨界，低出力，出力上昇に大別される。試験項目としては、

1. 臨界試験(2ヶ月)

- 臨界近接
- 初期炉心構成

2. 低出力試験

- 制御棒較正
- 反応度測定(燃料価値，ナトリウムボイド，等温係数)
- 出力較正，出力分布測定
- 炉内流量分布測定
- 炉心動特性

3. 出力上昇試験

出力上昇は5 stepsで行ない，プラントの

- 熱流力特性
- 異常時過渡応答試験
- 崩壊熱除去試験
- 遮蔽特性試験

を行う。

討 論

Q : Critical approachの2ヶ月は長すぎるが？

A : loading自体は約1ヶ月で，loading開始前の中性子源装荷を含む準備期間

が約2週間臨界後の初期炉心構成までの約2週間を含んでいる。

Q：中性子源としてPu-燃料からの中性子は期待できないのか？

A：外部中性子源より1桁低く強度的に期待できない。

Q：臨界近接用のExtra Channelはどこにあるのか。炉内か、炉外か？

A：炉容器の外である。

B-6 Nuclear Experiments at Start-up KNK-I

(Schmidt-Hönow, INTERATOM)

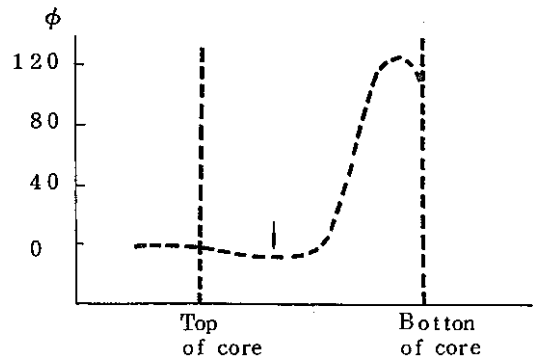
要 旨

核特性試験としては、臨界試験の他、ナトリウムボイド係数、等温係数、制御棒校正、崩壊熱除去試験を実施した。臨界は1971年8月20日である。ナトリウムボイド係数はNa-levelを下げる方法で行った。

データは右図の通りである。計算では↓の箇所も >0 であり、恐らくleakageを低く見積りすぎたのでは

ないかと思われる。自然循環による崩壊熱除去については、炉心内温度上昇が 160°C (注)において、full powerの4%が除去できるよう流量調整をしている。

(注) 通常運転時の温度上昇である。KNKは $\Delta T_{\text{core}}=160^{\circ}\text{C}$ になるよう流量調整している。



討 論

Q：In-Core chamberはどのように入れるのか。

A：炉上部(回転プラグ)にThimbleがあり、これを通して炉心に入れている。

Q：低出力で、出力計の較正はやったか？

A：熱出力で較正しており、低出力ではやっていない。

Q：燃料1体の装荷時間はどれくらいか。

A：1体1時間以下である。ただし、Storage-Coreの所要時間である。新燃料貯蔵室→Storageまで考えるとかなりかかる。

Q：燃料は装荷前に予熱しているか。

A： 170°C 程度まで予熱している。

Q：ナトリウムボイド係数の測定は何故 S/A 単位でやらないのか。

A：規制当局からの要求であり，全炉心ボイド時が安全上問題だからである。

Q：全体として試験項目が少ないが KNK-II で追加項目はあるか。

A：とくにない。試験項目は license を得るための最少必要限度にしぼっている。

B-7 Techniques and Instruments for Various Core Measurements

(Yamamoto, PNC)

要 旨

性能試験に用いる試験装置の概要を紹介した。

- ・中性子源引抜装置
- ・流量分布測定装置
- ・ナトリウムボイド測定用燃料
- ・中性子検出器駆動装置
- ・箱ホルダー取扱装置
- ・流量・温度検出装置
- ・パイルオシレータ

討 論

Q：流量・温度検出器は R & D で確性試験が完了しているのか

A：JOYO でその使用そのものを R & D と考えている。

C Fuel Element Handling

C-1 Experience with Fuel Handling-machine on KNK

(Kessler, INTERATOM)

要 旨

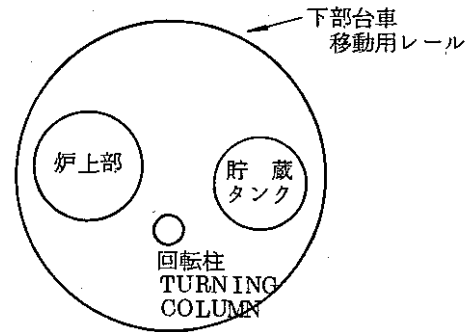
燃料交換設備は，① Fuel handling machine (Ar ガス冷却)，② Component handling device (冷却なし)，③ 燃料貯蔵タンク (ナトリウム内蔵-N₂ 冷却)，④ inspection station，⑤ Subassembly transport flask より構成されている。Fuel handling machine は，炉上部を内包する円の 1 点に支点を持ち，この円周のレール上を移動する台車に refueling flask を支える superstructure とよばれる半径方向を直線運転する台車が組込まれたもので円周上をスウィングする支点部よりガス供給ラインが備えられている。アドレスは，下部台車の円周移動と上

部台車の直線移動より行われ、下部台車は、燃料貯蔵タンクにもアドレス出来るようになっている。又、炉上部位置の正確なアドレスはテレビカメラにより行う。

グリッパーは取扱う物により4種あり
交換はグローブボックス中で行う。又
グリッパー駆動は2本のテープで行う。

Component handling device……

本装置は冷却装置はないが放射性的のシ
ールプラグ、制御棒駆動軸、及び制御



棒を取扱対象としているこれらのものは長さが個々に異なるので、取扱軸は継ぎ合せることにより、長さは調節出来るようになっていて、2本のテープより上部よりホイスト方式で手動により取扱うようになっている。

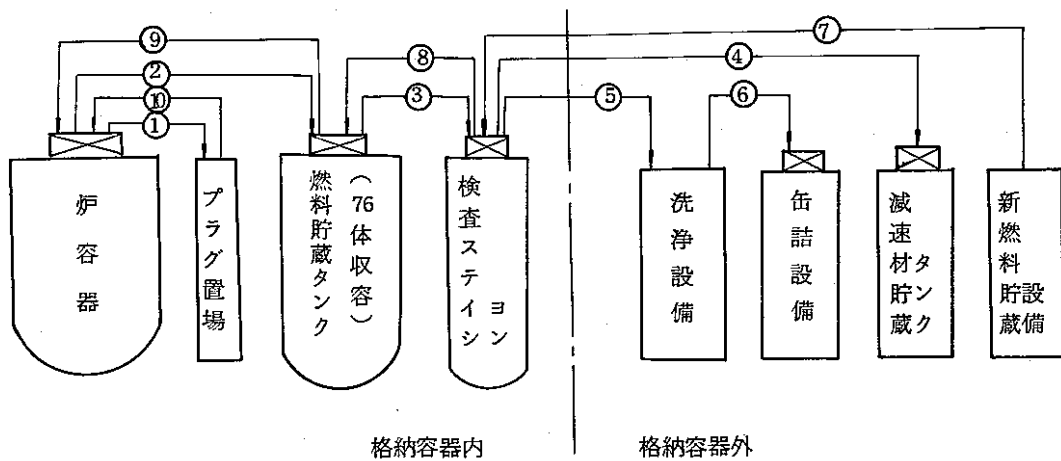
燃料貯蔵タンク……ナトリウムを内蔵し、タンク外側より窒素で冷却するようになっていて、タンクの上部は固定プラグで、燃料貯蔵ラックは固定プラグより吊り下げられて回転するようになっている。(LAZY-SUSAN方式)

このLAZY-SUSAN方式になっているどの貯蔵位置も6個あるローディング孔の1つによって取扱うことが出来る。

Inspection station……遮蔽をもった気密室で、この室で燃料集合体の

Internal Zirconium hydride moderator と outer part に分解したり、全ての炉内要素を検出することが出来る。検査中の燃料集合体は Fuel Handling Machine を結合することにより冷却出来る。

Subassembly Transport Flask……円筒形容器で手動によりホイスト形式により取扱われるもので、移送範囲は Inspection Station と格納容器外の洗浄設備、缶詰設備や Loading dock 間である。



- 使用済燃料，炉内で6日間decay → 燃料貯蔵タンク内で90日decay
- 洗浄中はTransport Flaskが遮蔽のために上部に置かれている。
- 洗浄後燃料バンドルはComponent Handling Deviceによって缶詰設備に移す。

これらの設備の試験に関しては，ナトリウム注入前に18ヶ月にわたって実施され，Fuel Handling Machineについて改良を加えた。

改良点として，

①回転柱のシール ②上部台車と回転柱間のガスラインのSliding Scal部を保護するためのフィルターの追加 ③ハンドリングテープの片側切断時の対策としてのSpecial clamping機構の設置，④グリッパー上部構造の改良，⑤駆動モータの改良，その他

があり，この後ナトリウム試験を実施し問題はなかった。Fuel Handling Machineの除熱能力が懸念されていたが十分であることも判明した。

トラブルとしては，炉内構成要素を数本取扱った後，Shielding Gate Valveがナトリウムにより正しく閉らなくなった。又，回転移送中にナトリウムがSealing skirtより回転レール上にこぼれ落ち白煙を発生した。この後，炉内より取出す時付着ナトリウムを少なくするためFuel Handling MachineよりArを炉内に向けてふきつけるようにし，送ガスブロワがナトリウムにより汚染するのをさけるため，サイクロンと高性能フィルターを前後に設けた。後にフィルターエレメントを交換する時内部に酸化ナトリウムが予想以上にあった。これはFuel Handling Machineを炉容器と結合する時に空気が入り込んでいること，及びブロワのサクシオン側が負圧になっている事によるものである。

100%ナトリウムの汚染をなくすために、Bottom Gate ValveとShielding Gate Valveの両方を閉にした後、プラチックの箱をBottom Gate Valveの開口部を取付けること及びSealing Skirtを30cmあげることにした。この方法はComponent Handling deviceにも通用した。Gate Valveが正しく閉らない事による対策はrod heaterを取付けることにより解決した。又グリッパがTransfer Tube内のナトリウム表面に浮いている酸化物を取り込み機能を損じることになったので、Tube内のナトリウムレベルより下面にscavenge holeを幾つかあけることカバーガス純度を改善することにより解決した。

Fuel Handling Machineの漏洩線量率は予想より低くかった。しかし、Shielding Gate Value付近は効果的に遮蔽が出来なかつたので、予想以上に高かつた。この部分は150~200mrem/hで他の部分は0.3ホイスト部で0.1mrem/hであつた。

C-2 Fuel Element Cleaning and Transport Procedures at JOYO

(Asakura, PNC)

要 旨

燃料交換ルート及び各装置の機能を説明した後、蒸気洗浄について意見を交換した。

C-3 Washing and Transport of Irradiated Fuel elements at KNK I

(Richard, KNK)

要 旨

1974年9月2日にKNK-IはKNK-II(熱中性子炉より高速中性子炉への転換)の改造のため休止した。この時、KNK-Iの66体の燃料体の平均燃焼度は5393 MWD/Tであつた。

休止後90日より(1974年12月)1975年3月までにTransnuclear社の特別な冷却装置をもたない2つの容器で、1容器に6体収納、フランスのマルクールのCEAの再処理工場に毎週1容器を発送し、66体の輸送を行った。

各燃料体は、外側反射体、燃料集合体及び内側反射体より構成され、燃料集合体の内側反射体と同時に取り出されSpecial Cell(=Inspection Station)でこの両者が分離され、燃料集合体は洗浄設備に送られナトリウムを除去するとともに破損の有無を調べた。

GfKとCEA間の再処理に関する契約条件によれば、マルクールのDry transport flask中に入れ、及びγ線による放射能の水中濃度が約 10^{-3} ci/m³であることが必要で、このため洗浄に関して新しくサンプル設備を設けたり、大がかりの測定計画を立てなければならなかった。

洗浄槽は5.1m(高さ)0.4m(半径)で同時に1体の集合体が洗浄される。洗浄手順は、①窒素ガス予熱系により110℃に洗浄槽を予熱する。②130℃、2Barの蒸気を10、30、50、100%のステップで、水素濃度を測定することによりアルゴンガスと蒸気混合比を変化させる。③脱塩水を洗浄槽に満たし、その廃液が中性でγ線による放射能濃度が 10^{-3} ci/m³になるまで何回も注水、排水を繰り返す。66体の処理のう脱塩水の繰り返し回数は、45体が3回、13体が4回、6体が5回、2体が7回、最後の廃液濃度は、 10^{-3} ci/m³が守れず、 2×10^{-3} ci/m³と 4×10^{-3} ci/m³の間であった。

洗浄槽での付着ナトリウム量は燃料集合体1体当たり、26g～74gで、平均48gである。

洗浄中の洗浄水の放射性同位元素は、34.4%を占めるTa-182が最大で、以下Mn-54(17.2%)、Co-58(13.4%)、Co-60(13.4%)、Cr-51(9.6%)、Zn-65(7.6%)、Fe-59(9.6%)で、核分裂生成物のCs-137、Cs-134、Ru-103、Ru-106/Rh-106、Ce-144/Pr-144、I-131等は500サンプル内では検出されなかった。

脱塩水の注入、排水の回数と廃液中の電気伝導度、PH、γ線の放射能濃度は、別図で示すようにいずれも、3回目まで順調に低下するが、4回、5回目は余り効果がない。

作業員の被曝量は39名で2.23rem、つまり57mrem/人であり、汚染は狭い限られた区域に見られたが、全体的に非常に少なかった。

討 論 (C-2, C-3 まとめて)

Q: KNKでは蒸気から水洗浄に切替える目安は何によっているか。

A & Q: Hydrogen meter 及び廃液ラインのPH計の指示によっている。JOYOにはこれ等のメータは無いのか。

A & Q: 機能試験時に水素濃度計を臨時に設け、この時洗浄操作時間を決定し、以降は時間によって操作移行することになっている。又、PH計はない。通常操

作でも水素濃度計及びPH計は必要と思うか。又、故障せずに良く働くか？

A：時間とメータによりダブルチェックをしてはどうか。又、計器は良く働いている。

Q：KNKでは洗浄中の燃料破損の検出はどうしているか。

A：洗浄廃液ラインに放射線モニターがある。

D Sodium and Gas Leakages

D-0 Answer and question for PNC questionnaire

前日のSessionで予じめPNCが提出した質問事項に対して解答されているかどうか項目毎にcheckした。主としてflushingとpumpの起動条件について行われた。

D-1 Counter Measures. Against Sodium Leakages and Fires, and Control of Atmosphere in Primary Cells.

(Asakura, PNC)

要 旨

ナトリウム漏洩に対する設計として、1次系は2重管を採用し、2重管のアニユラス部に28個のナトリウム漏洩検出器を配置し、窒素を入れている。

2次系には、光学式(空気冷却器)イオン式(プラグング計)及び通電式(配管弁)のナトリウム漏洩検出器を配置している。

1次系で2個のナトリウム漏洩検出器が動作すれば主ポンプが停止され、炉はスクラムされる。又、2次系で漏洩が出ればスロースクラムになる。

又、1次系ナトリウムの漏洩がナトリウム火災にならないように床下に窒素雰囲気とし壁、床は鉄板ライニングされている。圧力は外圧より正圧で窒素雰囲気中の酸素濃度は3%以下を目標にしている。

現在、床下の気密テストを局部的に実施しているが結果は余り良くないので手直し中である。

討 論

Q：N₂中のO₂濃度を3%としているが、JOYOでは窒素ガスの漏洩があった場合に窒素ガス中の酸素濃度に制限がかけられないのではないかと？

「常陽」の窒素ガス中の酸素濃度が3%もあるとするならナトリウム漏洩時にナトリウム火災が起ると考えるべきではないかと？

独乙では酸素濃度1%の条件下でも150%以上の温度のナトリウムが漏洩すれば

火災を起すと考えられるので、1%酸素濃度の窒素ガス中で50Kgのナトリウムが漏洩し、プール火災を起すとして災害評価を行っている。

A：現在まで床下をN₂雰囲気にした経験はないが、供給ガスが99.999であるので3%より低く保ちうると思う。床下の気密性が悪いと酸欠がより問題であると考えている。

Q：気密性の基準は？

A：正確ではないが1%/day以下の漏洩量だと思う。

Q：KNKではPrimary cellにはライニングがあるのか？

A：ない。

Q：ライニングがないとすれば初期には水分が問題にならなかったか？

A & Q：水分はどこから来るのか？

A：コンクリートが含有している水分である。

A：問題にならなかった。

Q：Primary cellの気密性は問題ないか

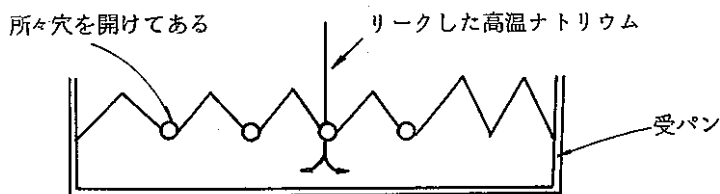
A：問題はない。

(注) 後に見学し、JOYOと比較してPrimary cellは格納容器床下の半分が区域られ、N₂雰囲気で残る部分は空気雰囲気、この区域には水系の導入も許可になっている。又、境界は非常に簡単でJOYOの境界ほど複雑ではない。

又、パッチ類と特別なシール構造にはなっていなかった。

D-2 Sodium Fires (GfK-映画)

種々の条件におけるナトリウム火災の状況を映画で示した。その中で以下の図のような場合ナトリウム火災はきわめて小さくおさえられた。



(注) KNKでは床下にリークしたナトリウム用のドレンタンクがあり、床にリークしたナトリウムがそのタンクに流込むようにしてあった。

E Instrumentation Experiments

E-1 Failed Fuel Detection Systems at KNK

(Richard, KNK)

要 旨

KNKではカバーガスは連続監視出来るON-LineのNa I-detectorとOff-LineのGe(Li)-detectorを持っている。この外、delayed neutron detectorも並用している。

カバーガス法では、炉心部のカバーガスと燃料貯蔵タンク内のカバーガスが選択出来るようになっていて、炉心部からのカバーガスはベーパートラップ(並列に2台ある)を経由し400Secのdelay tankを通過させたのち、コンプレッサーに入り、ガスクロマトグラフ、Ge(Li)-detector系に配分されている。Na I-detector系は、delay tankとコンプレッサー間に置かれている。

Na I-detector系はXe-133を検出対象とし警報の設定はAr-41の飽和値に最小検出感度(rare gas)に相当する計数率を上乗せして、82%出力まで警報設定を越えることはなかった。

炉出力と計数率の関係は35%熱出力までと35%出力以上では様子が違い35%出力以上より比例関係が見られる。

通常運転より出力降下又はスクラムした時のバックグラウンドを構成している計数値は1.85~2.5hの半減期を持っていてAr-41の1.83h($T_{1/2}$)に近い値を示している。

Ge(Li)-detector系は580ccの真空箱(SUS製)によりサンプリング0)マルチチャンネルアナライザーにより処理されAr-41, Xe-133, Xe-135, Kr-87, Kr-85m, Kr-88が検出され、60%熱出力時の値はそれぞれ、 1.1×10^{-1} Ci/m³, 4.2×10^{-4} Ci/m³, 3.2×10^{-3} Ci/m³, 7×10^{-4} Ci/m³, 8.5×10^{-4} Ci/m³, 1.6×10^{-3} Ci/m³である。

バックグラウンドは、 $^{40}\text{Ar}(n, \gamma)^{41}\text{Ar}$ $\sigma=0.660$ barn, $^{41}\text{K}(n, p)^{41}\text{Ar}$ $\sigma=2.1$ m barnによるAr-41と $^{23}\text{Na}(n, p)^{23}\text{Ne}$ によるNe-23で $T_{1/2}=38$ Secでカバーガスへの移行はNa温度に大きな依存性がある。

DND Monitorは、減速材への撰択に当ってはb×b×100cmの形状のブロックを用いポリエチレン：b=10, 40cm黒鉛；b=40, 80cmに撰択し、100cm辺にラ

ン状中性子源を置きこれから検出器までの
での a として感度比較を行った。

(計算) ポリエチレンの場合 $a = 2\text{cm}$

黒鉛の場合 $a = 10$ ($b=40\text{cm}$)

$a = 20$ ($b=80\text{cm}$)

又, n 線に対して, 水素含有の減速材
の場合 ^{24}Na による光中性子が問題
になり, 鉛遮蔽を必要とし, 25cm を

置いた場合感度が $1/10$ 減になる。一方黒鉛の場合 ^3He 検出器は γ 線パルスがパイルア
ップされ, 測定出来ない。せいぜい数 r/h で使用しなければならない。

Boron-lined detector なら $10^4 r/h$ でもよいが, 感度が ^3He に比べて 10 倍
悪い。

以上の背影により, ポリエチレン減速で 2.5ϕ の ^3He 検出器を使用することにし,
検出器の最外側は 1.5mm のボラル板, 次に 25mm の鉛, 中央部にポリエチレンの減
速材に中性子検出器 3 個を収納し, 減速材上部に温度計と γ 線量率を配置してある。

^3He 検出器は Reuter-Stokes 製の RSN-344 型で F+G1.0 L4.5-4KV の同軸
ケーブル (Felton and Guillaume 製) を使用し 100% 出力時の減速材表面の γ 線
源は $6 \times 10^3 r/h$ であった。

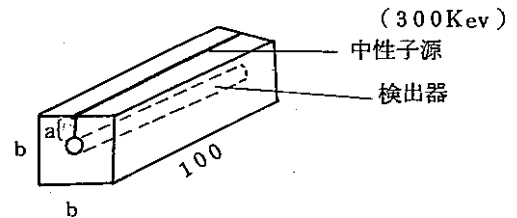
中性子は $1.7 \times 10^3 n/sec gNa$ で, これは破損燃料表面 80cm^2 に相当する。

中性子信号は燃料破損によるものでなければ表面汚染や Na 中の U によるものでも
なく炉心よりの速中性子と中速中性子の漏洩が予想より多かったもので, $1.6 g/cm^2$
の黒鉛を 10cm と 0.7cm ボラルを三方に追加した。(配置条件によりより厚い遮蔽は
不可能)

この結果, 漏洩による中性子信号を $1/2$ に減じることが出来, 中性子感度は 88
 $n/sec gNa$ になり, 40cm^2 の free fuel surface になった。

信号対ノイズ比を $1:10$ とすれば 4cm^2 の被覆材破損が検出出来ることになって
いる。

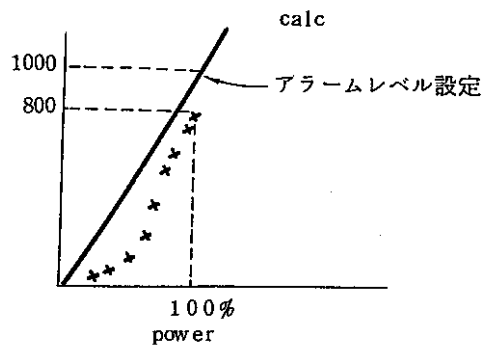
運転実績は, γ 線強度は予想値より $1/10$ 低い $6 \times 10^3 r/h$ (100% Power) であ
ったが炉心からの中性子は予想値よりはるかに多く又, 光中性子の影響は 3% 程度で
あった。 4% rated power で 140CPS の out put を示した。



討 論

Q : FFDでアラームレベルはどのようにきめたか。

A : バックグラウンドの実測値は full power で 800 counts であり, アラームレベルを 1000 count を set した。



Q : ガスサンプリングラインの Delay tank の使用目的は ?

A : Short life activity の除去が目的であり, 400sec delay させている。

Q : Na Vapor は問題にならないか。

A : Delay tank の場所で ~50 °C であり問題とはならない。

Q : KNK では通常運転時に燃料破損を何% まで許容しているか ?

A : 炉心燃料の 1% の pin hole までである。pin hole であるという意味は大きく燃料ピンが破損すれば, FSI が起るので炉を停止せざるを得ないからである。固体の F. P. がループ中に出るとメンテナンスが不可能となるので継続運転は考えられない。

Q : KNK-I の経験から FFD に対するコメントはないか ?

A : 温度依存性を消すため, 検出核種は 1 つだけでなく, 2 ~ 3 核種とし, check するのが望ましい。

Q : tagging gas 法で FFDL をやる計画はあるか

A : tagging 法に関する質問をよく受けるけれど, 現在そういう計画はない。将来あるかも知れないが。

E-2 Anomaly Diagnosis of Components and Systems

(Asakura, Yamamoto, PNC)

要 旨

JOYOの主要機器に音響検出器をつけて、周波数のスペクトル解析を行って異常監視している。

また、炉心に対しても回転プラグ上から直浸型の音響検出器をつけて異常監視を行う。

E-3 Acoustic measurements at KNK

(Rohrbacher, GfK)

要 旨

KNKの2次系ポンプの音響スペクトルを監視して来たが、ある周波数の所で dominant peakがあり、ポンプによっても異なる。noise levelは4%/月で増加している。1次系ポンプはnoise levelはきわめて低い。

その他、GfKではKNK-IIに使用する目的でUltrasonic sweeperを開発しており、炉内をBeam Width 3°で燃料頂部障害物のcheckに使用する。

討 論 (E-2, E-3まとめて)

Q: JOYOの炉内の音響検出器はToshibaに依頼しているものか。

A: そうだ。JOYOの場合は直浸方式であるため、放射線損傷による寿命が問題である。

Q: KNKでもWave guide, direct immerseを検討しているということだが、どちらがよいと思うか。

A: 使用場所にもよるし、いちがいにはどちらとも言えない。KNK-IIに対して direct immerse法を考えており検出器をコンデンサーマイクロホン、リチウムナイオベート等を検討しており、来年当りどれにするかきめたい。

それからこれはコメントだが、音響法はいわゆる異常監視に止まらず、積極的に例えばポンプの場合、共振領域をさけて運転するとか、最適運転条件で運転しているかのcheckにも使用できる。もう1つはcommissioningの間に種々の運転モードでのバックグラウンドスペクトルをできるだけとっておくべきだ。

E-4 Neutronic Noise Measurement at KNK-I

(Mitzel, GfK)

要 旨

炉雑音を用いて異常検出を行う目的で、炉雑音を種々のモデルで解析している。種々の発生源のうち、制御棒振動による寄与が最も大きい。

KNK-Iの測定の解析はまだ完全に終わっていないが reactivity-power transfer functionが理論的には求めるのが難かしく、制御棒を自動で振動させるなど測定する必要がある。炉雑音法で反応度検出は、検出時間で3 sec、感度は 6×10^{-2} である。

討 論

J O Y Oでも anomaly reactivity検出の計画があるとのコメントに対し、データが得られたらぜひ協力して行きたいとのKNK側の意見が出された。

F Radiation Protection

F-1 Design Radiation Protection Design

(Hörning, INTERATOM)

要 旨

放射線遮蔽設計の目的は通常運転時並びに保守、修理、燃料取扱時に浴びる個人の被曝線量をMPG (=5 r cm/gr)未満に抑えることである。放射線防護規則(RPR)によれば、被曝線量は必要な場合以外には浴びることなく、かつ可能な限り低くしなければならない。

0.75 (mrem/hr)を越える全ての炉室は特別に医学的かつ物理的手法を用い監視される。

通常運転に於ける遮蔽区分及び作業上の線量率をまとめると

(a)立入禁止区域	>数百mrem/hr	通常運転時に access する必要がなく、かつ立入が禁止されている区域
(b)限定立入区域	> 2.5 mrem/hr	作業員の個人被曝線量が0.5 rem以下となるような短時間の作業のみ許される区域
(c)コントロール区域	> 0.75mrem/hr	1週間に40時間迄の作業が個人に対して許されている。その際の最大許容線量率は

1 mrem/hr とする。こうすれば個人の年間被曝線量は 2 rem/y 以下となる筈。

(d)非制限区域 < 0.75 mrem/hr

KNK の設計に於いては炉停止後の保守，修理，放射性物質取扱いに際して，個人集積線量が年間の最大許容線量の半分を越えないように考えられている。

討 論

Q：「常陽」の通常運転時に於ける遮蔽区分及び作業上の線量率はどうか？

A：「常陽」では次の 4 つの遮蔽区分を設けている。

即ち

{	A 区域 2 mrem/hr 以下
	B 区域 8 mrem/hr 以下
	C 区域 32 mrem/hr 以下
	D 区域 32 mrem/hr 以下

Q：KNK では放射線管理関係に従事している人数が何名いるか？

A：通常運転時には 6 名である。但し，燃料交換など作業員が被曝を受ける機会の多い際には 8 名，或いはそれ以上の人員が従事することとなっている。

Q：KNK に於て，作業上許容される最大の空間線量率は？

A & Q：100 mrem/hr が限度である。「常陽」の場合はどうか？

A：KNK の場合と同じである。

Q：被曝線量が計算で予想した値より実測した値が上廻った箇所は？

A：通常運転時は [fig. 1] にも示されている如く問題は無かった。メンテナンス時ナトリウムドレン前の 1 次ナトリウム系のセル並びにナトリウムダンプタンク室が食い違いが大きく，前者の場合計算値が 8 mrem/hr に対し実測値が 15～30 mrem/hr，後者の場合計算値が 5 mrem/hr に対し実測値が 120 mrem/hr となっている。

この食い違いの原因は付着した Corrosion Product の線源強度の見込み違いによるものと思われる。

E-2 Experience on Radiation Protection with KNK-I

(Finke, KBH)

要 旨

(I) KNK-Iの運転によって得られたナトリウム放射化の経験

- ① ^{24}Na の activity は主に遮蔽上重要なパラメータであるが、KNK-Iの運転に際しては何らの支障も生じなかった。
- ② 炉停止後2週間以降に遮蔽上問題となる核種は、 ^{65}Zn , ^{54}Mn , ^{110}Ag など、半減期が8~11ヶ月のもので、これが補修時に個人被曝を与える線源の主成分である。
- ③ 長寿命核種 ^{22}Na の寄与はこれ迄のところ無視出来る程度である。
- ④ KNK-Iの運転中燃料ピンの破損は皆無であり、1次冷却系ナトリウム中で Fission Product は全然検出されなかった。
- ⑤ 1974年9月のKNK-I運転終了後コールドトラップによる除染をつづけながら activity の減衰をみていたところ4~2.5monthの半減期をもって減衰してゆく事が分った。

(II) 作業員の被曝線量

KNK-Iに於ける1975年7月迄の積算被曝線量は52man-remで、被曝線量は特にメンテナンス時に集中しており、通常運転時の被曝は無視できる程度である。

(III) 放射線廃棄物

- ① ガス状廃棄物は計測器の測定限界以下であった。
- ② 液体廃棄物の発生量は通常運転時に 3m^3 /月、燃料要素の洗浄に当っては 4m^3 (集合体1体)であった。
- ③ 固体廃棄物の主な形状は汚染防止用の plastic foil であった。

討 論

Q: Corrosion Product ^{65}Zn , ^{54}Mn , ^{110}Ag はどこに存在するのか?

A: 1次ナトリウム中に溶解して一様に分布している。

Q: トリチウムは放射性廃棄物としてどの位生成されたか?

A: トリチウムは検出対象核種に入れていない。何かうまい検出方法があったら教えて欲しい。

Q: トリチウムはどこから生成されるのか?

A：トリチウムの発生源としては、燃料からの ternary fission，制御棒中のホウ素の吸収反応，ナトリウム中の不純物 Li の (n, α) 反応などが挙げられる。

Q：Effluent air の activity は計測器の感度以下であったと書いてあるが、これはどこで測定した結果か？

A：スタック出口付近に於てモニターの感度以下であった。

Q：カバーガス中で ^{131}I が検出されたか？

A：全く検出されていない。negligible と考えられる。

追 記

従事者個人の受ける被曝線量は、通常の原子炉運転時は無視出来る程度であるが、炉停止後の補修時や燃料出入時には大きな値となる。しかもこの時点での被曝線量の計算による予測は難しく実測値との一致も悪い。

従って「常陽」に於ても原子炉が本格的な運転に入った段階で各セルでの照射線量を予測し、補修時の被曝線量を再検討する必要があると思われる。

G Design Problems—Advanced Core

G-1 Design Problems of Advanced Cores for JOYO

(1) Safety Analysis for Power Increase of JOYO

(Aizawa, PNC)

要 旨

「常陽」Mark-I 炉心，50 MW 出力の安全審査を 1969 年に受けて以来，各種 R & D を実施し乍ら，Mark-I 炉心での最大出力 75 MW の安全解析と Mark-II 炉心（出力 100 MW）の安全解析の 2 通りの作業を並行して行ってきた。この資料では第 2 章で「常陽」に於ける安全解析項目とその解析モデルの特徴を，第 3 章で災害評価項目としての重大事故，仮想事故の説明を，第 4 章では出力上昇に伴って実施した安全解析上重要なパラメータとして反応度フィードバック係数，制御棒スクラム値，崩壊熱カーブ，ハロゲン移行率， ^3H ， ^{14}C 線源評価，放射性雲の拡散モデル，FSI 耐衝撃解析，液体廃棄物の 8 つを挙げ，その各々につき具体的な説明を加えている。

討 論

Q：仮想事故時の耐衝撃解析は，炉容器部分のみに対して行ったのか，1 次冷却系

全体に対して行ったのか？

A：我々はMark-I炉心，50 MW熱出力の安全解析で採られた再臨界事故解析モデルを用いて有効破壊エネルギー並びに炉容器応答の評価を行うと共に，FSIを含めたより詳細な解析モデルを用いて炉容器のみならず主1次冷却系，補助1次冷却系機器（配管，中間熱交換器，ポンプ等）の応答解析を行ないその健全性を確認した。

“PISCES”等の計算コードによって得た解析結果をオーバヘッドプロジェクターを用いてレビューした。（用いたグラフを後に添付する。）構造物の歪量は炉容器の胴部で高々0.9%，首下変形部で8.7%，1次系機器で1%未満であった。

Q：「常陽」Mark-II炉心の安全解析を行うに当って特に問題となった箇所は？

A：「常陽」第2期出力（75 MWt），照射用炉心（100 MWt）の安全解析を実施するに当って生じた問題としては以下の事項が挙げられる。

- ① 前のMark-I炉心（50 MWt出力）の安全審査が終ってから5年以上時間が経過しており，現在の時点で安全審査を受ければ出力の大きさの如何にかかわらず，KNK-IIの場合と同じく，ここ数年に得られた種々の情報をもとに，多数の追加解析を要求される可能性がある。この点で，KNK-IIの情報は大いに参考になると思われる。
- ② 前回の安全審査を受けて以降新たに分った事項もしくは新たに解析評価可能となった事項がある。（スクラム設定値，スクラム遅れ時間，崩壊熱，沃素の移行率等）そこで新たに設定した値の妥当性を立証すると共に，この新しい条件のもとでも「常陽」の安全性の確保できることを証明しなければならない。
- ③ もう1つ大きなものとしては，仮想事故の問題である。前回の安全審査に於ては，仮想事故として再臨界事故を設定し，threshold typeの状態方程式を用いて解析を行った。そしてMark-I炉心100 MWt出力を仮定しても炉容器，1次冷却系機器の構造強度としては50 Kg TNT相当（200 MW-sec）の有効破壊エネルギーに耐えるようにすれば十分であると結論して機器の設計を行っている。この場合FSIは含めていない。この現象を模擬した耐衝撃実験はペントライトを用いたfast explosiveの実験であ

るので炉容器の胴部に最大変位が生じている。

ところが以上のモデルでは特に大型炉に及て過度に pessimistic な結果を与えるというので最近 FSI を含めたより詳細な仮想事故解析モデルが提案され「文珠」の安全解析などでもこれが採用される。このモデルでは slow explosive の変形が問題とされ、この場合、炉容器に於ける歪は胴部よりもむしろ首下部に最大変位が生じることとなった。

「常陽」にこの詳細解析モデルを適用した場合も、有効破壊エネルギーが 200 MW-sec を下廻り、かつ機器の健全性が証明されねばならない。出力上昇に伴う安全解析では以上の様な問題点に対処し乍ら作業を行い、その安全性を確認した。

討 論

Q : paper の 26 ページに「常陽」仮想事故時の炉容器歪量が記載されている。

Mark - I 炉心 75 MWt 出力の方が Mark - II 炉心 100 MWt 出力の場合より炉容器歪量が大きくなっているがなぜか？

A : Mark - I 炉心と Mark - II 炉心とでは炉心体系が異なる。炉心体積は Mark - I が約 300 ℓ であるのに対し、Mark - II が約 240 ℓ と小さい。

又、解析上 Mark - I 炉心の方が Mark - II 炉心より、より平坦な出力分布を用いている。従って核暴走事故時に、Mark - I 炉心の方がより多くの燃料溶融が生じ FSI により、より大きな機械的エネルギーが生じる結果となった。

Q : 燃料集合体の局所閉塞と関連させて行ったモックアップ実験はどのようなものか？

A : 実験装置並びに測定結果の概要をオーバヘッドプロジェクターを用いて説明した。

(その際使用したグラフを後に添付する)

これらの実験により、最小検出可能閉塞率が 10~15 % , 最大検出可能閉塞率が 67~77 % なる結果を得た。

Q : Fuel-Sodium Interaction の解析に於て採られた燃料-ナトリウム間の熱伝達係数の値 (paper の 26 ページ) はどうやって決めたか？

A : 数多くの実測データをもとに解析の結果が安全側の解となるように

$$\begin{aligned} \text{熱伝達係数 } h &= \sim && \text{(液体ナトリウム状態)} \\ &= 1 \text{ (W/cm}^2\text{° K)} && \text{(ナトリウム二相状態)} \\ &= 0.2 \text{ (W/cm}^2\text{° K)} && \text{(ナトリウムボイド状態)} \end{aligned}$$

なる値を採用した。

付 記

時間の都合上Written formで解答したのもも収録した。

(2) Some Technical Topics in Designing JOYO MK-II Core

(Yoshino, PNC)

本論文は時間の都合上後日 INTERATOMの専門家で討論することにした。

G-2 Thermo hydraulic and Nuclear Design KNK-II

(1) Thermo hydraulic Core Design KNK-II

(Heinecke, INTERATOM)

要 旨

集合体サブチャンネル解析について、スライドによる短時間の説明が行なわれた。

○ 熱設計基準

被覆管最高温度 680 °C (肉厚中心)

制御棒被覆管最高温度 600 °C

(B₄CとSUSの相互作用を制限)

○ 炉心集合体

turbulent cross flow diversion cross flowの効果を入れている。

○ ブランケット集合体 P/D=1.05 周辺流れ効果がきびしい。

○ ホットスポットは全て統計処理している。

討 論

Q: 線出力 600 W/cm を限界としているが、物性値も含めて温度計算との関係はどうなっているか?

A: 熱設計の担当は被覆管温度迄であり、専門外なので答えられない。

Q: ライセンスをとる上で線出力について問題はなかったか。

A: 公称定格で 600 W/cm を十分下廻っている (~430 W/cm) ので全く問題はなかった。

Q: ホットスポットファクターの信頼度レベルはいくらか。

A: 1 個のペレットも 600 W/cm をこえないということであり、2.5~3σ の範囲である。

Q：圧損経時変化をどの様に考慮しているか。

A：全く考慮していない。それを目的とした試験ではないが、圧損が変化するという結果は得ていない。

Q：KNK-Iの経験から、KNK-IIの設計に反映させた事柄はあるか。

A：ない。

Q：ワイヤクラッド間のコンタクトについてはどう考えるか。

A：これは nominal effect であるから、公称 h_{film} に入れるべきである。

KNK-IIのブランケットはワイヤを使っているが、もともと温度が低いので全く問題にしていない。

コンタクト箇所のヌセルト数に何を使うべきかはむづかしい問題だ。

Q：ピンバンドルのスエリング彎曲の温度効果はどの様に計算したか。

A：実験はなく、計算で評価したが莫大な計算時間(～4hrs)を要した。

Q：diversion cross flowのパラメータはどの様にして求めたか。

A：データがあるわけではない。COBRA-IIを使っている評価では、その結果は1.3℃であり小さい。

Q：「常陽」の熱設計についてコメントしてほしい。

A：① ワイヤ巻ピッチは長すぎる。ピン接触の危険性があるのではないか。KNK-II/Z(SNR-300/II)・(ピン外径7.6mm)では160～170mmが必要であるとの結果を得ている。

② MK-IIのミキシングパラメータ $C/D=0.02 Re$ は good estimation である。

③ 炉心の ΔT が小さすぎる。(流量一定方式であるとの答に対して)実験炉という目的に合致しないのではないか。

(2) The Nuclear Core Design of KNK-II

(Wilhelm, INTERATOM)

要 旨

炉心に課せられた条件は、

- 1) 原型炉に近い照射条件
- 2) 熱出力および炉心構造の変更は行なわない。
- 3) 固有の安全性として、ドップラー係数の上限値を満足

することである。但し、2)についてはKNK-Iの中央の制御棒チャンネルは燃料チャンネルに変更した。

炉心の特徴としては次のものが挙げられる。

- 1) 中心7チャンネルを原型炉を模擬して照射領域とし、その周辺のドライバー燃料はドップラーをかせぐため UO_2 燃料とし、かつその内6集合体に19本のZrHの減速ピンを入れた。またSNRを模擬したブランケット集合体を5体入れることとした。
- 2) 照射燃料は上下に軸ブランケットを有するが、ドライバー燃料の上下は反射体である。
- 3) 制御棒は8チャンネルあり、内側の5チャンネルは、制御安全棒、内側の1チャンネルと外側の2チャンネルはバックアップ制御棒である。 B^{10} の濃縮度は93%である。
- 4) 燃焼用余剰反応度は5% $\Delta K/K$ であり、照射用燃料の必要Burn-up 1×10^5 MWD/T到達に必要な運転日数360日に不足する。従って255日運転後にドライバー燃料を濃縮度を少し高めたものと全部取替える。
- 5) 主要核特性についてはKNK-IIを模擬してSNEAK-4でモックアップ実験した。また燃料ピンの非均質効果はZERAで実験した。

制御棒核設計の特徴は次の通り。

- 1) 事故時投入反応度として燃料スランピング(0.3% $\Delta K/K$)をとっている。
- 2) バックアップ系の機能は反応度投入時に炉出力を50%迄に下げることである。

討 論

Q: KNK-IIではブランケットが1/4象限だけに装荷されるが、出力分布などで悪い影響はないか。

A: その列を全部ブランケットにした場合と全部反射体にした場合とを比較した。その結果、現炉心での影響は局部的であり、無視しうる程度である。

Q: バックアップ制御棒と制御安全棒との違いは何か。

A: 組成は全て同じであるがバックアップ制御棒の吸収ピンは上下2本を積重ねた構造になっており、接合部はヒンジ構造になっており、地震時の挿入性を確保している点が違う。(図参照)

Q: 炉心彎曲の反応度効果はどの様に計算したか。

また彎曲反応度の出力レベルへの依存度がないのは何故か。

A : KNKでは炉心の ΔT 一定(流量可変)なので出力レベルへの依存度はない。

また反応度は熱 曲効果のみである。

Q : 燃料膨脹係数はどのように処理しているか。

A : 径方向の膨脹は無視しうる。軸方向の膨脹は安全上(出力係数としては)は無視しているが、運転上は考慮している。

Q : 出力分布の計算では制御棒の挿入深度をどのように設定しているか。

A : 制御安全棒は $\frac{1}{2}$ ストローク挿入、バックアップ制御棒は全引抜としている。

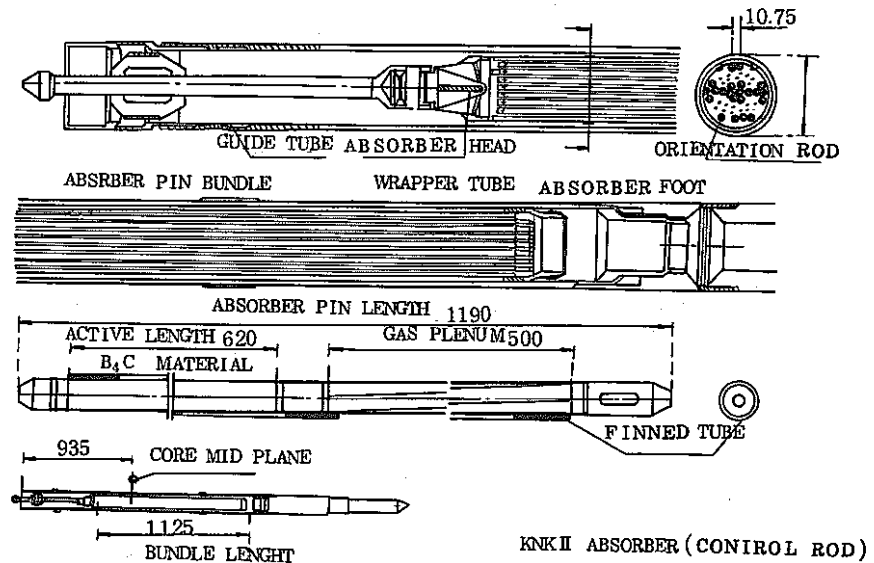
Q : Europium制御棒についてどう考えるのか。

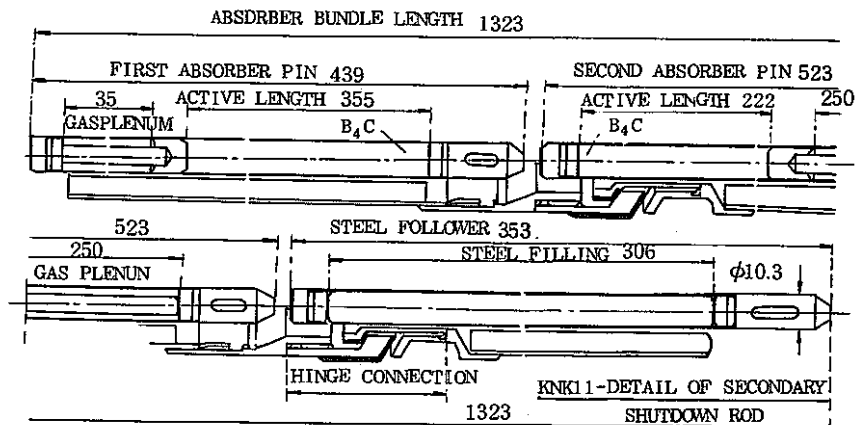
A : 一応検討しているが、照射試験が必要との事で、これからの問題である。

Q : JOYO核設計についてコメントしてほしい。

A : 地震時の炉心特性、炉心支持方法について是非教えてほしい。

(本件、適当な条件があったら送付することとした。)





G-3 KNK II : Use for irradiation and as experience basis for SNR

(1) Developing Program of FBR in West Germany

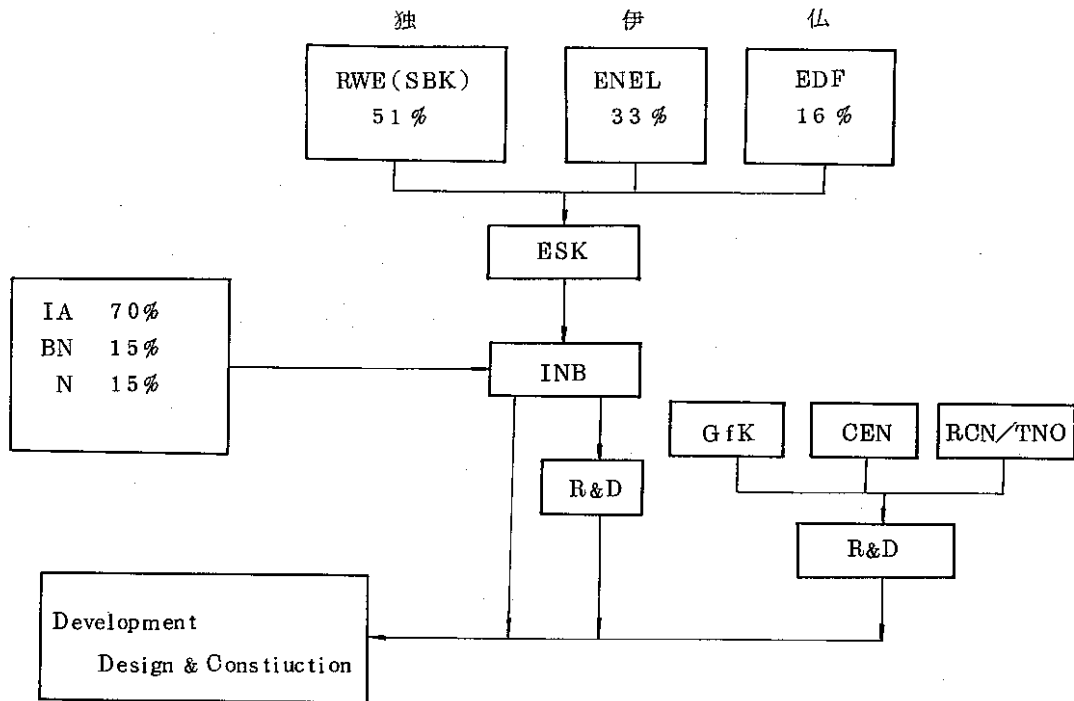
(Guthmann, INTERATOM)

要 旨

SNR 2000 の計画について主として開発体制とプラントの概念についてスライドによる説明が行なわれた。開発体制については従来公表されているものと全く同じであり特記すべきものはない。

プラントの主要目は次の通り。

電気出力	1200-2000 MWe
プラント効率	40%
炉心集合体本数	600 本
ピン直径	7.6 mm
Pufis.インベントリ	5.8 ton
1次系ループ数	4
冷却材出口/入口温度	550/380 °C
蒸気条件	165 bar/495 °C
サイト	Kalkar



SNR Core Component の開発体制

(2) SNR Core Component Development : The KNK II as Full Scale I Irradiation Facility (Mayer, INTERATOM)

要 旨

1. KNK-II/1 の目的

- 1) SNR 300 の燃料ピンおよび集合体構成部品の実規模の製造経験を得ること。
- 2) SNR用燃料ピンおよび集合体の確性試験を行ない、統計的なデータを得ること。

closed loop の設置も検討したが、問題が多く、見通しは暗い。

2.1 SNR燃料集合体の概念

- 1) MK-Ia...SNRで初期3バッチの期間使用されるもので、ピン直径6mm, グリッド型である。1バッチの運転期間は主として制御棒の寿命によって決る。
- 2) MK-II... ピン直径7.6mmグリッド型, バックアップとしてワイヤ型を考慮
 - SNR, MK-Ia 燃料の製造仕様は製造側との合意をみたが, KNK-II用との並行製作は大きな問題となっている。
 - SNR燃料の規制側の審査は始ったばかりであるが, KNK-IIでの審査の経験が非常に役に立つものと期待している。

2.2 SNR燃料照射計画

- 設計方法の確立もさることながら、燃料、材料、集合体の照射試験が燃料開発の最大テーマである。KNK-IIでの経験は現状の照射実績をドラマチックに変える。(第1回)
- 燃料破損の要因は製造過程と運転温度にあると結論できる。破損燃料による冷却材の局所閉塞を破損伝播の起る確率はきわめて小さい。これはKNK-IIライセンスでの大きな支柱であった。
- SNR-2000用の燃料はKNK-II/Mark-2およびSNR-300で照射実績を得ることになっている。

3. 燃料集合体の設計上の問題点

- 設計上の不確かさは、下記項目に関する材料データである。
 - 集合体内および炉心内における温度勾配
 - 炉心内の中性子束勾配
 - フルエンスおよび温度による材料のスウェリング
 - 照射クリープ
- 緊急状態(冷却材喪失事故も含む)における燃料設計への要求を明確にすること。およびこれらの状態下の材料強度データを確立すること。

4. KNK-II/1の特徴

- 組成および加工法の異なる被覆材を使用すること。
- 集合体製作を2つの異なるメーカーで行なうこと。
- テスト用集合体6体のグリッドをelectro-chemical spark-erosion法で加工したこと。これはSNR300の第2期炉心で使用する予定がある。(実物を見せてくれた)
- ラッパ管およびスペーサパッドの挙動に力を入れていること。

5. KNK-II/2以降の計画

KNK-II/1を終了した後はMark-2, 3の計画がある。

討 論

Q: KNK-II/2で炭化物燃料が計画されているが、その開発段階はどの程度か。

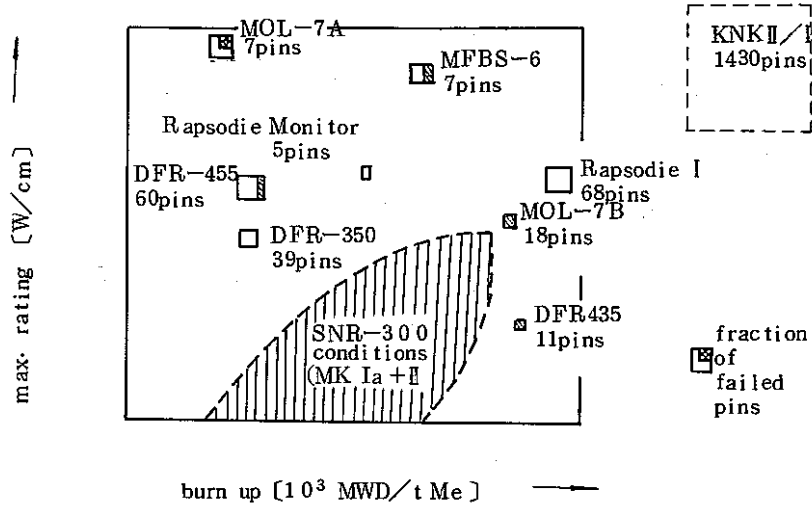
A: ペレット直径4.8mm, Heボンド型を考えているが、製作の問題もあり、

"concept"の段階である。SNR300/MK-IIも含めて、多分酸化物になる

見通しである。

Q : KNK-II/2 の計画はどの程度固まっているのか。

A : KNK-II/1 が順調に運転されてからの話で、検討段階である。



SNR 6mm-pin irradiation experiments
(MK-Ia: 6mm pins. MK-II: 7.6mm pins)

2.2 KNK見学

案内者 Mausbeck, Jansing
Richard, Finke

施設見学

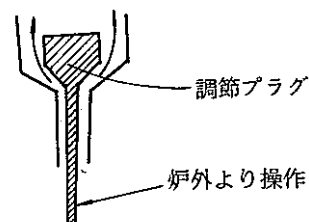
KNKの模型により原子炉機器の配置，システムに関する説明を受けた後，中央制御室，炉室（床下を含む），2次系機器，計算機室等を見学した。

- KNKはその名の通り shipping を考えて compact に作ったが，maintenance 上種々と問題が多い。とはいうもののすべての機器が機能を損なうことなく小型化し，また配置上に工夫がなされているという印象を受けた。

- 炉心の燃料 S/A への流量調整

KNKは炉心の温度上昇が160℃一定になるようになるよう flow control している。

KNK-Iでは各S/A支持部分のプラグ挿入深度の調節により流量調整していたがKNK-IIでは固定オリフィス方式に変更した。



- 出力のスクラム，アラームレベルは120%スクラム，110%アラームである。（JOYOは106%スクラム，103%アラーム）

- Data Logging - 運転監視

Data Loggingとしてプラントのプロセス量1600の信号を処理している。イベントリコールとして，過去24時間のデータがプリントアウトできる。原子炉のコンピュータコントロールはやっていない。

- 炉心S/Aの温度監視

炉心を3領域にわけて各領域でアラームレベル650℃，550℃，350℃を設定している。各S/Aの出口温度は3本のT/O（KNK Iは2本？）で測定し，うち1本はプロセスコンピュータへ，2本は中央制御室の温度計へつながっており，プロセスコンピュータのデータとり込みは1 sec 毎で，中央制御室の温度表示は各S/Aを3 sec/s/Aでスキャンして表示している。T/Oの時定数は0.7 sec である。（JOYOは十数秒以上）

一 崩壊熱曲線

10月6日の質問に答えてDr RichardよりKNK-Iで用いた崩壊熱曲線を記載した資料を受け取る。(別添資料, 参照)

これによれば自然循環試験に使用した崩壊熱発生割合4%は反応度価値10\$の安全棒でスクラム後0.5秒の時点での崩壊熱発生割合8%の半分即ち1ループ当りの崩壊熱発生割合を意味していることが分った。

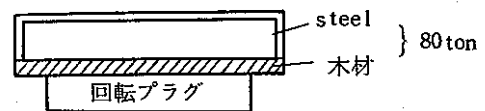
一 回転プラグ上機器

KNKの回転プラグ上はきわめてすっきりしたもので、燃料交換時は制御棒駆動機構(ORD)を含めてすべて取除くが、据付はすべて8時間以内に行える。

本来JOYOのようにゴタゴタと機器が据付られていない上に据付られる機器はすべて取付、据付が簡単にできるよう考慮されている。

一 炉上部の遮蔽

KNK-Iの運転に当っては回転プラグ上の遮蔽が必要となり、下側に木材、上側にスチールを装填した蓋(80ton重量)をかぶせていた。KNK-IIの運転に当ってはもっとちゃんとしたカバーをかぶせる予定である。



一 燃料キャスク

KNKのFuel Storage tank(JOYOの炉内燃料貯蔵ラックに相当)から格納容器外への燃料移送用キャスクはきわめてシンプルで移送中は冷却は必要なしとのこと。ただし、冷却が必要な場合は外部からホースを接続して冷却ガスを送り、冷却は可能である。

一 その他

- ・ ナトリウムのプール火災が起ったあと格納容器内圧が負圧となる対策としては「常陽」の場合の様なバキュームブレーカーは設けることなく窒素ガスを強制的に送り込む方法をとっている。

仮想事故時にも回転プラグ上の間隙からのナトリウム噴出は考えていない。

- ・ 職員に対する被曝管理は5 rem/yrであり、作業場の線量が100mrem/hrを超える場合は人海戦術をとる。

放射線管理区域の check point は簡単なもので、モニター類の他はバリヤーもない。作業員の1人がハンドフットモニターでアラームが鳴ったが驚いた様子もなく除染にいった。

KBG/Dr. Richard

Leopoldshafen, den 29. 3. 73

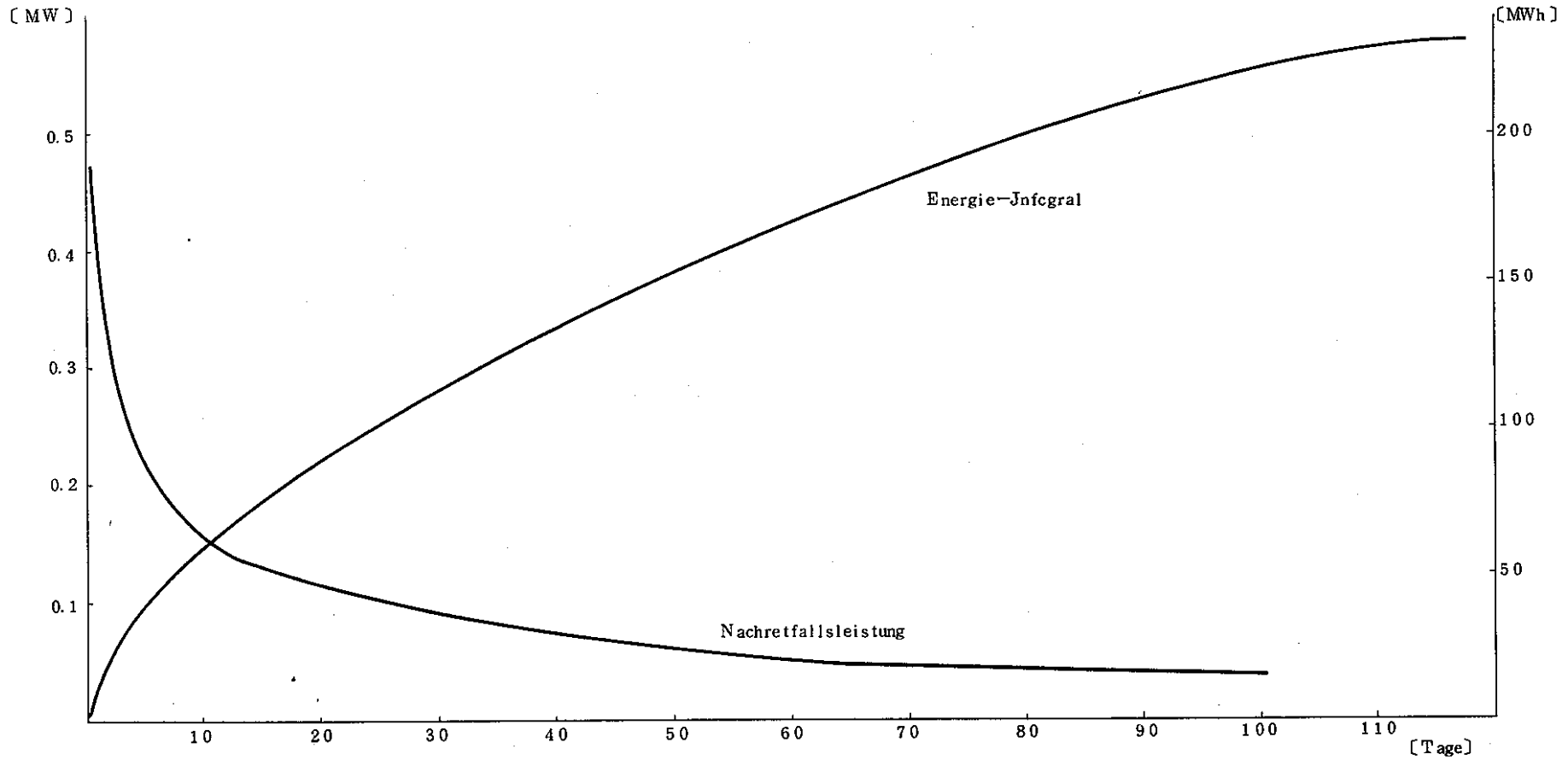
Reu

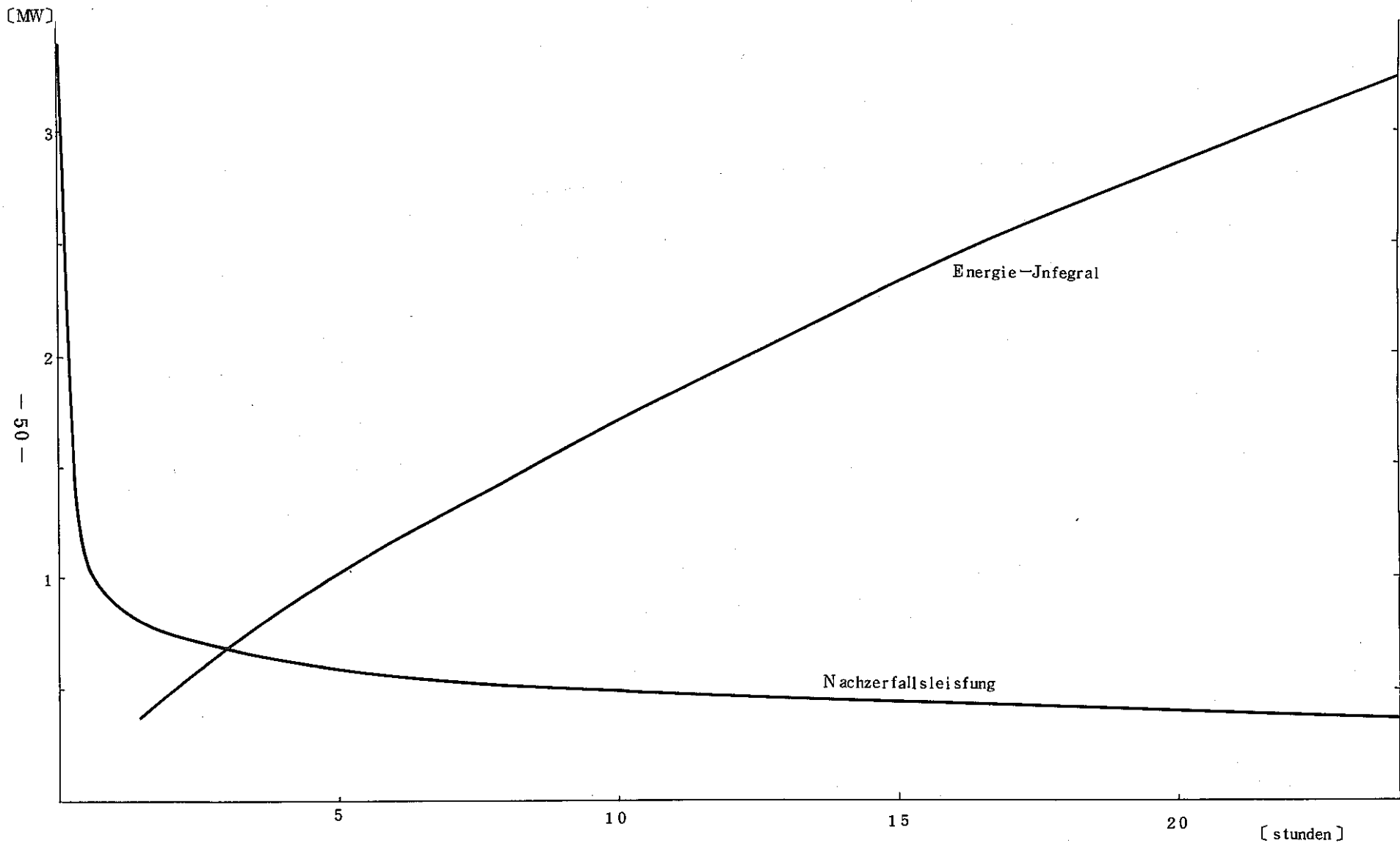
Notiz

Betr.: Nachzerfallsleistung und Energie-Integral der Nachzerfallsleistung für KNK I

Für eine Expositionszeit von 360 Tagen wurde die Nachzerfallsleistung des gesamten Cores berechnet. Dabei ist der Abfall des Neutronenflusses, der innerhalb von 0.5 sec bei einer Abschaltreaktivität von $10 \text{ \$}$ auf den Bruchteil $n/n_0 = 8 \cdot 10^{-2}$ zurückgeht, nicht berücksichtigt.

Abbildung 1 zeigt die Nachzerfallsleistung bezogen auf 58 und das Energie-Integral nach Abschaltung des Reaktors in Abhängigkeit von der Zeit.





2.3 INTERATOM社見学

案内者 Schmidt, Andrae

ナトリウム関係施設を見学した。主なものは以下の通りである。

－ 燃料ピンの長さ方向に一定間隔で取付けられたコイルバイブレータがあり、光学的に振動の様子を見る装置。

－ 炉容器の下部プレナムのガス分離と上部のミキシング観察装置
プラスチック製で直接流動の様子が見られるようにしたもの。

－ 制御棒試験装置

SNR用のセカンドスクラム用のものが置かれていて、これは3ヶ所がボールジョイントで折れ曲り可能な構造になっている。

－ 多目的ループ

① Na-水反応テストループ

② SNR用3 pins Test ループ

電気ヒータを用い900℃Na中でTest，ボイリングは加速度計(ENDEVCO)，マイクロフォン等の計装によっていた。

－ その他

SNR用の回転プラグ，ポンプ等を見学したが，SNR-2000用に高速ナトリウムループテストには注目した。

これは30 cm diaの管で，ナトリウムをどこまで高速で流せるかのR&Dで，これにより大型炉のナトリウム配管を小型化しようとする試みである。これによりポンプが少々高くなるとしても全体として費用が安くなると強調していた。

3. 仏原子力施設訪問

3.1 Rapsodie 見学

案内者 A. Bel (照射試験課長)

Rapsodie の格納容器内，2次系を見学の後，ナトリウム施設を見学した。Rapsodie は48～80日を運転サイクルとしている。(現サイクルは48日とのこと)

ー 燃料関係

ラプソディ炉は出力：40 MWtで，最高中性子束： 3.2×10^{15} である。

燃料集合体の構成は右図の通り

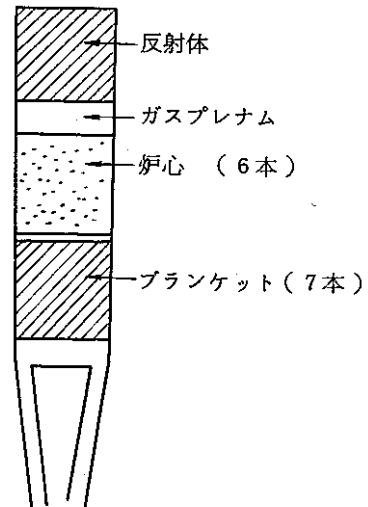
1集合体当りの燃料ピン本数：

Rapsodie 37本→Fortissimo 61本

炉心燃料と下部ブランケット燃料を分離型とした理由は圧損を減らす為と製造上の理由である。

下部ブランケットは燃焼度が低い(0.5 MWD/T以下)なのでプレナムはない。

ブランケットはしゃへいの目的で置いてあり，反射体に置換する計画はない。ブランケットの交換は燃焼に伴い出力分布の傾斜が大きくなるので2～3年おきに交換している。毎年20体位のブランケット集合体を製造している。



ー スクラム，アラームレベル

	S/A 出口温度	炉出力
アラーム	+ 5℃	103%
セットバック	+ 15℃	106%
スクラム	+ 20℃	110%

(これからもJOYOのスクラムレベル106%は低すぎよう)

ー ナトリウム管理

- ナトリウムサンプリングは1次系配管バイパスおよび炉内より2～3回/運転サイクル行っている。炉内サンプリングはShort life F・Pの確認のためとのこと。
- ナトリウムのプラッキング温度110℃～150℃でO₂としては2～10ppm以下である。

- カバーガス中の窒素不純物濃度制限値は 300 vpm である。但し、炉停止後の再起動時には約 2500 vpm まで上昇している可能性がある。
- ^{131}I は 1 次ナトリウム中、カバーガス中のいずれに於ても検出されていない。検出された核種は Xe^{133} , Xe^{131} , Kr^{87} , Kr^{88} 等である。トリチウムについても全く検出されていない。

— 燃料取扱キャスク

- 燃料取扱キャスクは、新燃料用、使用済燃料用および装荷用の 3 種がある。
- 使用済燃料用キャスクは He gas Nat. circulation で冷却している。移送時間が短かく問題ないとのこと。

— 組織

Rapsodie は

運転課 54 人で 1 直 6 人 (燃料交換時は 9 人)

保守課約 50 人

燃料・照射 30 人 (新・使用済燃料管理を含む)

(放管 1 人)

その他に Back up Gr 実験, その他技術的バックアップがある。

3.2 Phenix 見学

案内者 L. THEVENOT

P. MEFFRE

Visitor Hall で Phenix 建設の映画を見た後見学した。Phenix はタンク型で 2 次系 3 ループの高速炉である。

— 運転実績

- Phenix は 1974 年 8 月～1975 年 8 月末まで一部 Na 小リークがあった他はきわめて順調に運転されており、9 月に定検 (主として SG. タービン関係) の実施、10 月から運転を再開した。

• 運転割合	85 %
load factor	79 %
Gross efficiency	45.5 %
Net efficiency	42.3 %

とのことであったが、制御室の表示は

熱出力 571 MWt (設計値 563 MWt)

電気出力 271 MWe (設計値 250 MWe)

であり、設計を上まわった運転をしている。(設計を上まわる運転の criteria について質問状を出したが回答を得ず)

・ 燃料燃焼度

炉心平均でないが、Some S/A について 60,000 MWD/T をこえた。(設計 50,000 MWD/T)

燃料破損はない。

ー ナトリウム事故

1974年10月, 1975年3月, 1975年6月の計3回, 2次系でナトリウムの小リークがあり, 2本 S. G. のパイプ(但し外側)を交換した。

この原因は2つの異った材質の溶接部の small crack で全て同じ位置で発生している。

この修理期間1ループを止め, 2ループで運転した。

ー 運転起動

出力上昇は 0 → Full power まで 36~48 hr である。

ー 運転サイクル

約 60 日運転, 燃料交換約 6 日で, 1 サイクル 65 日である。

ー 運転体制

運転は 1 Gr 7 人で 7 Gr ある。

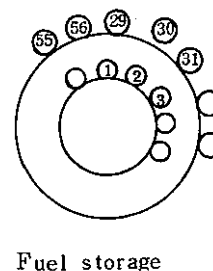
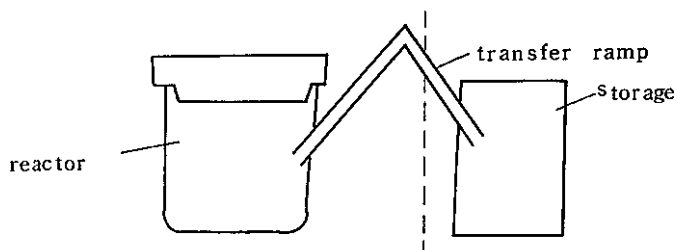
労働時間は 40 hr/week である。

ー 燃料関係

・ S/A は JOYO 燃料と同じ構造であるがスペーサパッドがない。

・ 燃料交換は transfer ramp で炉内から storage tank へ直接移送するので燃料出入機のようなものはなくきわめてスッキリしている。

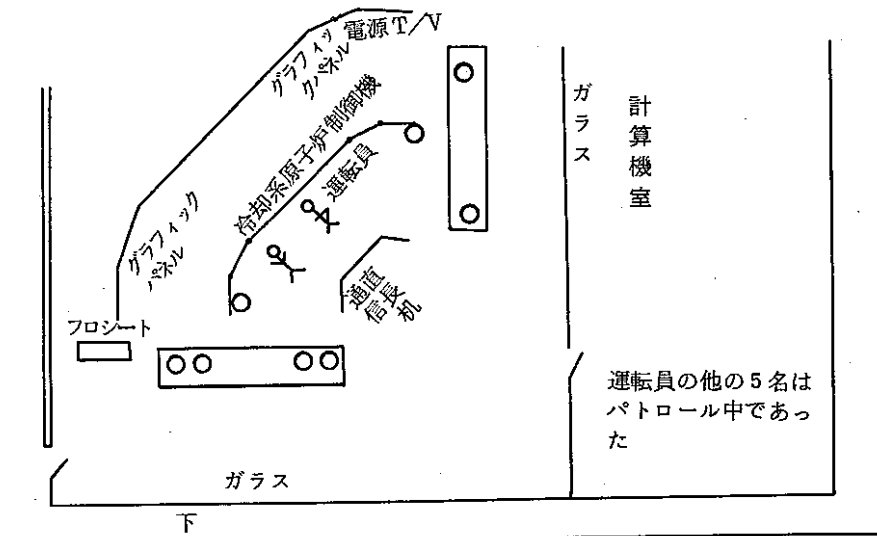
storage は下図の同心円状に 56 体収納できる。



- 燃料のホットセルでは実際に燃料を切断している所を見せてくれた。

燃料取扱施設	原子炉建屋	2次系および発電設備
--------	-------	------------

Phenix の建屋配置



○印は定時記録を運転員に代って行っている
タイプライターを示す

Phenix の中央制御室

放射線管理

- 炉室床上で 1 mrem/hr 以下で、回転プラグ上面で 3 mrem/hr 以下である。
- 2次系Naの放射化はない。
- カバーガス中からの¹³¹Iの検出はない。

スタックからの廃ガスの最小検出限界は

0.3~0.4 Ci/day

である。

4. あとがき

今回のJOYO-KNK専門家会議に対して西独側が終始友好的、かつフランクに討論し、または見学させてくれたことに対して深く感謝する。

- この専門家会議において、JOYO側が工程遅延のせいもあるがほとんど計画の説明に止まらざるを得なかったのに対し、KNK側は経験と実績をベースにJOYO側にコメントしてくれた。
- 西独側は、最初この会議のテーマとして耐震設計を提案してきたが、会議の後も、ぜひ日本の耐震設計に対する基本的考え方を聞きたいと熱望していた。西独においても規制当局から耐震設計を要求される傾向にあり、その設計基準を作る必要がある。いずれ、西独側から再度提案があると思われる。
- 西独はKNK-IIはSNR建設に4年先立つ必要有りとして、FBR開発計画を立てており、KNK-SNRは1つのライン上にある。我国はどうか？
- JOYOとヨーロッパの原子炉機器を比較して痛感することであるが、通常運転操作が容易であるようにできている。とくに燃料取扱機器(キャスク等)において然りで、異常または事故時に時間的余裕があるものは異常時に必要な機能は、必要時外部から付加できるようにしておけばよいので、常時内蔵して機器を大型にする必要はないように思われる。
- Phenixの運転がきわめて順調であるが、それも当初の設計仕様を上まわった出力で運転していることは驚きに値する。その運転基準を知りたいものだ。
- Phenixでもそうであるが、建屋内の機器の配置が実にユッタリしている。機器の配置はmaintenanceまで考えてきめるべきだろう。
- 今回の訪問先でよく聞かれたことはMutsuの件で今後どうするのかということである。
- Rüdelsheimでラインのワインを飲ませてくれたが、レストランの酒場で音楽が始まるとKNKの連中も含め老若善男善女が一斉にコーラスを始めるあのエネルギーにはただただ恐れ入った。

最後に、この会議の開催に関し、KNKとの交渉にいろいろと骨を折って下されたFBR本部の望月主任研究員および国際協力室の広嶋室長に厚くお礼申し上げます。

なお、会議の資料はKNKがproceedingsを作成中である。ドラフトは報告者(FBR実験炉計画Grまたは大洗高速実験炉部)に問合せいただければ利用できます。