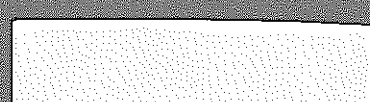


TN 260 72 - 04
<海外出張報告>

13 11 30

海外出張報告書

(IAEAの"Specialist Meeting on Handling
and Transportation of LMFBR Spent Fuel
Element"出席報告)



昭和47年5月

技術資料コード	
開示区分	レポートNo.
	N 260 72 - 04
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	

動力炉・核燃料開発事業団

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4番地49
核燃料サイクル開発機構
技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to:
Technical Cooperation Section,
Technology Management Division,
Japan Nuclear Cycle Development Institute
4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184
Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

要

旨

本報告書は昭和47年4月26日から28日までローマのCNEEN本部において開催されたIAEAの“Specialist Meeting on Handling and Transportation of LMFBR Spent Fuel Element”の会議の概要を記したものである。

PMD 内 田 勇 夫

FBR 菅米地 顕

[I] "Specialist Meeting on Handling and Transportation of LMFBR
Fuel Element"

会議概要

- (1) 日時 昭和47年4月26日～28日
- (2) 場所 ローマ、CNEC本部
- (3) 出席者

BELGIUM

M. F. LAFONTAINE
C.C.E.
BRUXELLES 1

FRANCE

Mr. Michel LABROUSSE
DPu/SEET, OPEN/FAR
Boite Postale No. 6- (92)
FONTENAY-AUX-ROSES

Mr. Bernard LENAIL
DPu/SEET, OEN/FAR
Boite Postale No. 6 - (92)
FONTENAY-AUX-ROSES

Mr. Michel AUBERT
DRNR/STRS, CEN/Cadarache
Boite Postale No. 1 - (13)
ST. PAUL-LES-DURANCE

GERMANY, FEDERAL REPUBLIC OF

Dr. Richard CHRIST
Transnuclear GmbH
6451 Wolfguag bei Hanau
INDUSTRIEGELANDE

Mr. Jürgen WAGNER
Interatom
506 Bensberg bei Köln
POSTFACH

JAPAN

Dr. Ken TOMABECHI
Fast Breeder Reactor Project
Power Reactor and Nuclear Fuel
Development Corporation
9-13, 1-chome
Akasaka, Minato-ku
TOKIO

Mr. Isao UCHIDA
Project Management Division
Power Reactor and Nuclear Fuel
Development Corporation*
9-13, 1-chome
Akasaka, Minato-ku
TOKIO

UNITED KINGDOM

- o Mr. K. J. HENRY
Reactor Group
UKAEA
Risley, Warrington
LANCASHIRE

- o Mr. C. E. HEAP
Central Electricity Generating Board

IAEA

Dr. E. U. INYUTIN
International Working Group on Fast
Reactors
International Atomic Energy Agency
Kärntnerring 11-13
VIENNA
AUSTRIA

ITALY

Dr. P. GAGLIANI
C.N.E.N.
Fast Reactor Programme
Via Arcoveggio, 56-26
BOLOGNA

Dr. A. CALORI
Division of Safety
V.le Regina Margherita, 125
ROMA

M. V. LANZILLO
C.N.E.N.
Division of Safety
V.le Regina Margherita, 125
ROMA

SECRETARIAT

Dr. L. FAILIA
C.N.E.N.
Division of Health Protection
V.le Regina Margherita, 125
ROMA

Dr. A. MARZOCCHI
AGIP NUCLEARE
Corso Porta Romana, 68
MILANO

Eng. E. NARDELLI
AGIP NUCLEARE
Corso Porta Romana, 68
MILANO

Dr. A. CARDINALE
AGIP NUCLEARE
Corso Porta Romana, 68
MILANO

Dr. A. SUSANNA
C.N.E.N.
Division of Health Protection
V.le Regina Margherita, 125
ROMA

(4) 主要議題

Topics proposed for the conference.

1. Present status of the International laws regulating transport of fuel for fast reactors:
 - 1.1. The IAEA regulations issued on 1967.
 - 1.2. The proposed revision of said regulation.
 - 1.3. Possible suggestions and proposed amendments.
 - 1.4. Regulations and their impact against possible accidents.
2. Experience in transport of fuel for fast reactors
 - 2.1. Transport of non irradiated fuel.
 - 2.2. Transport of irradiated fuel.

- 2.3. Transport by tank, train, ship and airplane.
 - 2.4. Possible corrosion of fuel elements and handling of damaged fuel.
 - 2.5. Decontamination of containers.
 - 2.6. Accidents: statistics and suggestions.
3. Containers for transport of fuel for fast reactors
- 3.1. Problems of design and construction of the containers presently used for both irradiated and non-irradiated fuel.
 - 3.2. Handling of containers.
 - 3.3. Standardization of containers.
 - 3.4. Future development of containers.
4. Economics
- 4.1. Containers.
 - 4.2. Handling.
 - 4.3. Actual transport.
 - 4.4. Insurance.
 - 4.5. International problems.

〔Ⅱ〕 会 議 内 容

IAEA Dr. Inyutin の開会の挨拶のあと、座長に Mr. Henry が指名され、出席者の紹介が行なわれた。以後前節に述べた主要議題の順に討論が行なわれたので以下にその要点を記す。

(1) Present status of the International laws regulating transport of fuel for fast reactors.

1967年版 IAEA 規則の改訂版昨年10月議論されているので、特に活発な討論はなかったが以下の2つの点の議論は興味あるものであった。

(a) Na 中に Spent fuel を浸漬して輸送する事に関して。

Pu を含む燃料であり、Risk が大きいからと云う理由で、英、独、仏3国共この方式には現在消極的である。但し Na 雰囲気そのものは何等問題でないものと考えている。

(b) 30フィートと云う輸送容器落下試験高さについて。

- 英国では将来列車の速度が75 mph 位に増大するのであろうと云う見通しから、現在の9m落下試験よりも更に厳しい落下試験をすべきだと云う意見もある。(この意見は特にCEGB内に強いようである。)すなわち列車の衝突を考えた場合、60mphでは25mの落下試験に相当すると云う計算が示されている。
- 仏は現在のIAEA規則の9m試験は充分にきびしいものと考えている。何故なら実際の事故では貨車の変形等の形で相当大きな衝撃エネルギーの吸収があり、容器にかかる実際の衝撃力はIAEA規則の9m落下試験より小さいと考えられるからである。また仏では列車速度が70~80 km/hに制限されている。
- 独では9m以上の落下試験をすべきであると云う検討はまだ行なわれていない。但し全く別な理由で20mの落下試験を実施した事はある。それはSNRの建家の特殊な構造上、20mまで容器を吊上げる事を考えざるを得なかったからである。

(2) Experience in transport of fuel for fast reactors.

- 新燃料の輸送についてはPuを含むと云う問題以外特別な問題はないと考えられる。
- 使用済燃料の輸送について

DFRの燃料はSiteで再処理しているので汽車輸送の経験はない。冷却期間は90~120日程度。PFRでは180日冷却を考えている。

Rapsodieでは約1万本のピンを陸上輸送の経験があり、今迄特に問題はない。

約90日冷却で集合体を解体してピンにし、約10tのキャスクで道路輸送した。汽車にしなかった理由は単に道路輸送の方が安いからである。

- UKでも1体のSubassemblyをドンレイからウインズケールまで道路及び汽車で送った経験はある。
- 冷却期間について
冷却期間は再処理、輸送、PuのInventory等全体のコストを考慮して最適化する必要がある。技術的には90日冷却の燃料は現在の再処理工場のできるだろう。60日冷却のものまで位はやってやれない事はないだろう。但し再処理コストがどれだけ上昇するかはよくわかっていない。
- SNRの場合は重量の点から道路ではなく汽車輸送になるだろう。勿論短い距離は車とならざるを得ない。プラント全部に鉄道の引込が設けられるわけではないから、当然車輸送も考える必要がある。
- Fermiで起ったような破損燃料には当然特殊なキャスクが必要であるか、Leaky Fuelは通常のキャスクで運べる筈である。
- 炉から送り出す前にFPガス抜をした方が輸送そのものは楽になる。然し炉の方では嫌がるだろう。
- LWRでは、初はLeaky Fuelはカプセルに入れるつもりであった。処が実際に炉から出て来るFuelの半分位はLeakyである。従ってカプセルに入れずに輸送しているのが実情である。Damaged Fuelと云ってもCriteriaをどのようにするかが問題である(独)。
- キャスクはLeaky Fuelをも運べるように作るべきである。PFRの場合はボットのサイズを少し大きくして多少ふくれたSubassemblyでも運べるようにしている
- 主要なシールは交換可能に作るべきである。英国ではシールの除染が問題になった。仏の場合はDryで輸送しているから、除染問題はLWRの場合と同じやり方である。
- DFRでは再処理プラントに運ばれたNaは現在はそのまゝ保管している。DFRに戻すかどうかまだ決めていない。PFRの場合も同じやり方になる。Naが再処理プラントに大量に運ばれるのは困ることである。
- SNRでは洗滌せずにNaがついたまゝ輸送するつもりである。再処理プラントでどうせ洗うのだから、炉で洗うのは無駄な事だ。

(3) Containers for transport of fuel for fast reactors

○ 日本の Paper 発表。

新燃料は通常工場で最終検査されて炉側には検査の能力がない。従って輸送途中で若し破損することが起っても調べようがないので困る。何か良い方法はないだろうか？

“JOYO”の場合に実際にどうするかまだはっきり決めてはいないが、若しそのような心配があるのなら輸送中に加えられる衝撃を監視記録する装置、例えば加速度記録計を設けるのも一案ではないか。

○ ドイツ Christ 氏の Paper 発表。

100日冷却用キャスクの設計について報告。例えば火災等で水遮蔽層がなくなると Neutron dose rate は100倍位高くなる。ポリエチレンでB入りのものも考えている。

He が抜けると Clad 温度は約700℃位になる。Na 冷却を考えなかった理由は、SNRの場合はNa でなくともいけるからで、Na 冷却は将来検討したいと思っている。

このキャスクの大きさは5.7 m長、1.7m ϕ 約50トン。

○ 英Henry氏の Paper 発表

英国の鉄道の制限条件からキャスクの重量は140 t以下にする必要がある。Na がリークすれば Fuel の Melt down が起るかも知れぬ。そこで1つの Canisterが破損しても他に破損が波及しないよう設計している。こわれたときのFP ガス量は1 Subassembly 当り150 ℓ (stp)である。Canister 中の残余の空間は約1/3で圧力上昇は約600 ψ として10%を若干上廻るだろう。キャスクを垂直に立てたときは除熱能力は若干下る。キャスクの重量は85 tonで直径の2.7 m ϕ は鉄道の制限から決められた。

Shock absorber はAl製でハネコム型である。

○ 仏 Lenail 氏の Paper 発表

次のような3つの段階に分けることができる。

- ① Rapsodieの Spent fuel. ADACで分解して pinを収納容器に入れて La Hagueへ輸送。容器のふたはカシメである。
- ② Phenixについては Nuclear Engineering に Spent fuel の取扱い発表済である。1キャスク当り4体の集合体。問題は α 汚染の除去と水中でのキャスクの操作の問題である。
- ③ 将来の商用炉。現在の処Na 充填キャスクを取扱える再処理工場はない。然し将来の

Spent fuel の輸送には Na 充填キャスクを使用することを考えることになるろう。

- キャスクの Standardization は当分の間望めない。

理由は炉によって燃料の形状が異なること、燃料の発熱量が違うこと、炉での装荷取出方法が炉毎に異なること、再処理工場の受入れ方もプラントにより違うことである。標準化は望ましいことだが可成り遠い将来のことではないか。

- 今後のキャスクの開発について

Na 以外何か検討した事があるか？

- ① 仏では Pb 合金を考えたが Na と混合すると取扱いが困難であり余り見込みなし。
- ② DFR で数年前 Pb を使った事がある。Pb を再処理工場で扱うのはむづかしい。Active な Pb の廃棄が一番厄介であった。
- ③ 独ではまだよく検討していない。Pb は再検討の余地はないだろうか？有機冷却も考えてみたい。Na が結局最後に残ることになるかも知れないが。

- Na 以外の冷却材を使う最大の欠点は、Cave の中で1つの雰囲気から他の雰囲気の中に燃料を移動させる必要が生ずることである。これが殆んど致命的な欠点と云える。

- 今後の実験や R&D について

独： Heater pin を使って伝熱の実験を計画中。

この実験では Pb 合金、有機冷却材の実験も含まれているが、一般的な heat transfer の実験データを得るのが目的である。

仏： 同じような実験を計画している。heat transfer の計算は余り信用できないから実験する。

英： 数ヶ月後に Drop test を計画している。

実物大の Canister の Drop test, 1/4 scale のキャスクの Drop test を計画している。この test では多分 9 m より高い処からの test もやる事になるだろう。

- 強制冷却について

仏： 現在なしで充分除熱可能。将来必要が出れば考えざるを得ない。

独： 現在のキャスクで 80 KW 放熱できる。10～15年は今で行けると思う。

- 英： Forced cooling にすれば人がキャスクについて廻らねばならないと云う不便がある。

Accident が起った時は Fuel はとけてもキャスク中に閉込めることが要求される。

米国の考え方は外部強制冷却は通常時の温度を下げる目的に設置され、安全性は外部強制冷却には頼っていない。

- 将来は自然対流型Na冷却キャスクが用いられるようになるだろう。

(4) Economics

- 仏：6ヶ月冷却のFuelの再処理は容易である。現在3ヶ月冷却のFuelを現在の再処理工場で処理することを研究中である。1ヶ月冷却期間を延長した場合のpenaltyは試算によればKWHコストの約0.2%である。こゝでは大型炉でPu 5\$/gを仮定している。(Fuel inventory費によるpenalty) Subassembly当り5KWの除熱を研究中で目標は7.5KWである。
- 英で考えているDecay heatの値は次の通りである。CFR用のSubassemblyが全出力13MWで10% burn upしたとする。Decay heatは22日冷却で30KW、100日冷却で8KW。
- BNFLでは180日冷却Fuelは再処理上特に問題はないと言っている。90日冷却のものまでは多分処理可能であろう。
然し60日冷却のものになるとむつかしいだろう。
Head end処理の検討によれば、5000MWeの設備容量に相当する50t/yの処理能力のHead end処理プラントの資本費は約 7×10^6 ポンド、年間運転費は 0.5×10^6 ポンドと見積られている。冷却日数が短縮されると沃素の問題で処理が非常に困難になるだろう。
- 独の検討によればSNR 300を対称にした場合、100日冷却のFuelの輸送費に比べて40日冷却のFuelの輸送費は約20%増となる。この増加分は主としてHe冷却からNa冷却に変更するために必要な金である。
- 英国のCFR用Fuelの場合22日冷却で30KWを強制冷却ではないキャスクで取扱うことは可能であると考えている。但しその場合1キャスク1 Subassemblyと云うことになってしまうだろう。
- 英国における熱中性子炉の場合の輸送費は、炉と再処理プラント間1往復1キャスク約2000ポンドである。
- 仏での保険費は、1キャスクの往復に対して保険料は約500~900フランである。それで 50×10^6 フランがカバーされている。

(5) 会議の結論

4月28日にこの会議のまとめについて討論し、Summaryを作成した。当日の討論によって合意に達したSummaryの内容は別添の通りである。但しこのSummaryは会議中の討論メモを参照してまとめたもので、会議の正式な資料としては後日整理公表される予定である。

〔Ⅲ〕 Casaccia 研究所訪問

4月27日午後、会議の事務局がSummaryのdraftを作成している時間を利用して、Casaccia研究所を訪問、施設の見学ならびに技術的な討論を行なった。以下に簡単にCasaccia研究所のFBR関係の活動概況について述べる。

Casaccia Nuclear Centerはローマ北西約30Kmにあり、職員数約1400名、FBR関係以外の施設としては、TOPIRO、TRIGA MK-IIの原子炉の他3つの臨界実験装置、Gamma field、Pu Laboratory等がある。我々はFBR関係のNa施設を訪問した。Na関係には大きく分けて次の2つのgroupがあり、活動の概要は次の通りである。

(1) 炉心関係Na技術Group

職員数約40名で活動状況は次の通り。

- ① Na boiling loopは2つあり、1つは古い。他の1つはNi base合金で1200℃まで実験可能である。今迄の実験では0~3 m/secの流速で、1200℃のSuper heatが測定されている。Test sectionは7ピンまで入れられる。
- ② 材料試験 loop・小型のloopである。
- ③ Na純化系loop・Cold trap等の実験中
- ④ Na-Fuel相互作用のloopを建設中。小型の装置で半分位完成している。UO₂を電氣的に加熱して実験する。PuO₂+UO₂でも実験すると担当者は説明したが、どれだけ実験できるか極めて疑問である。例えば放射能に対する配感が実験室には殆んどない様子で実験上無理ではないかと云う印象が強かった。

(2) Component 関係Na技術

このgroupも約40名で主な装置等は次の通りである。

- ① 1 MW SG loopは実験中。今迄ヘリカルコイル三本を使ったSGを水側540℃/3000℃ 170気圧 1750 kg/h、Na側580℃/300~350℃で実験した。水関係に主としてトラブルが多い。直管型1MSGは次の実験のために現地搬入済である。今年中に実験開始の予定である。
SGの開発に関連して将来8MWのloopを作りたいと思っている。それ以上については仏又はオランダの装置を利用したい。

- ② IHX を試験する loop を作りたいと思っている
- ③ PEC 用制御棒駆動機構及び燃料交換系機器試験用 loop を製作中。現場では鉄骨架台が完成しつつある段階である。この装置では炉心 12 分割の炉心 hold down 機構の試験も実施する。
- ④ EMF、液面計試験用の loop稼働中。この loop では熱衝等試験もできる。EMF の較正は重力落下方式による Na 重量測定から流量を求めるやり方である。
- ⑤ PEC 用の Subassembly を試験したと云う水 loop あり。流動試験は水のみで Na では実施しないとの事である。この辺の問題意識は若干不思議に感ぜられた。

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

SPECIALIST MEETING ON HANDLING AND TRANSPORTATION OF
LMFBR SPENT FUEL ELEMENTS

Rome, 26-28 April 1972

EXPERIMENTAL TRANSPORT OF DUMMY FUEL
SUBASSEMBLIES FOR "JOYO"

by

I. UCHIDA - Project Management Division
Power Reactor and Nuclear
Fuel Development Corporation
- JAPAN

The experimental fast reactor, "JOYO", which is the first sodium cooled fast reactor in Japan, is expected to reach criticality in 1974. Accordingly, we have so far accumulated none of practical experiences in handling and transporting the spent fuel from the fast reactor. However, with regard to the handling and transport of the new fuel for "JOYO", some R & D works have been made using dummy fuel subassemblies. We will investigate in the near future the problems associated with transporting spent fuels which are anticipated to arise around 1975.

Mentioned briefly hereunder are the results of the transport experiments of dummy fuel subassemblies for "JOYO". Both core and blanket fuels of "JOYO" are of herical wire type. In the experiments for core subassemblies, however, two kinds of dummy core fuels, respectively herical and grid types, were prepared and tested. They were transported by a truck for a distance of approximately 30 km from the Pu fuel fabrication plant at Tokai to the "JOYO" site at Oarai. Vibrating characteristics of various parts of the subassemblies were observed and degree of deformation was measured after transportation. Important results obtained by the experiment are summerized as follows:

- (1) For herical wire type pin, major resonance was observed at excitation frequency of 50 - 60 Hz. In the case of grid type pin, major vibration takes place at 50 Hz and also 300 Hz.
- (2) Transport was made at the speed of approximately 40 km/h. The mean value of acceleration observed on herical wire type pin was approximately two times the mean acceleration observed on the truck body. For grid type pin, the factor exceeded three.
- (3) The stress produced at various parts of the fuel subassemblies during transportation was estimated to be sufficiently smaller than the allowable stress. No significant deformation was observed after transportation. Damage due to wearing was so small that it could be regarded as negligible.

A similar experiment was made with a dummy blanket fuel subassembly containing herical wire type pins. Nearly the same results were obtained as in the case of the core fuel subassemblies, except for the resonance frequencies which were observed to be 40 Hz and also 70 Hz.

In addition, a conceptual design of a transport cask for new fuel subassemblies for "JOYO" has been made.

In general, transport of nuclear fuel in Japan is controlled by the Law for Regulation of Nuclear Source Material, Nuclear Fuel Material and Reactors. As to the design criteria for transport casks, current practice is based on the guide produced from the IAEA Regulations and 10 CFR part 71 of the USAEC.

INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

SPECIALIST MEETING ON HANDLING AND TRANSPORTATION OF
LMFBR SPENT FUEL ELEMENTS

Rome, 26-28 April 1972

CASK DESIGN FOR SPENT SNR FUEL ELEMENTS

by

R. CHRIST - Transnuclear GmbH, Germany

Cask design for spent SNR fuel elements

1. Introduction

A 300 MW fast breeder demonstration plant will be built in Germany in the near future. The fuel elements will be bundles of 169 rods in hexagonal array surrounded by a hexagonal shroud tube. The objective of a study performed by Transnuklear GmbH was to evaluate the use of LWR fuel cask technology for the transport of spent SNR fuel elements.

2. Cask design (Fig. 1 and 2)

The main features of the cask design are

- heat transfer within the fuel bundle by Helium
- external heat transfer by natural convection
- n-shielding at the surface of the cask
- balsa wood shock absorbers at the extremities of the cask.

These points are explained in detail as follows:

The cask has 6 - 7 lodgements (the central location is intended for canned fuel elements with a rather long cooling time) arranged in hexagonal array. The lodgements are closed individually by lead shielded plugs. The pitch of the array is determined by the way of which the cask is loaded at the reactor site. Heat transfer within the lodgements will be by radiation and conduction in Helium. The aspects of Helium cooling have been evaluated in detail through experiments and calculations. The decay heat is transformed to the outer shell of the cask by conduction through the lead shielding. Axial heat distribution will be improved by introducing a highly conductive material between or close to the fuel element lodgements.

At the surface, the cask consists of long copper blades with excellent heat transfer characteristics. For neutron shielding about 150 mm of hydrogenous material is poured between the fins.

As the copper fins are extending through the neutron shield heat transfer is not reduced.

3. Experiments and calculations related to heat transfer

3.1 Heat transfer within the fuel element lodgement

Experiments with a SNR fuel rod bundle were performed using Helium and other gaseous heat transfer media (Fig. 3). The results are in very good agreement with calculations performed by Interatom (Fig. 4).

3.2 Heat transfer in the shielding

One of the major problems in fast breeder fuel cask design is to distribute the decay heat released in the short active fuel zone to the large surface of the cask given by the total length of the elements. Computer calculations were performed to get information about the temperature distribution along the axis of the cask (Fig. 5).

3.3 Efficiency of copper fins for convective heat transfer

To evaluate the efficiency of the copper fin system a full scale cask surface with reduced length was built (Fig. 6). The mock up was internally heated to different power levels. The results (Fig. 7) show that at a diameter of 1,7 m up to 15 kW/m of cask length can be transmitted without exceeding the 82 °C limit of the regulations (at 38° ambient). Even 20 kW/m can be transmitted if a surface temperature of 90 °C is accepted.

4. Temperatures attained in the cask during normal transport conditions

Assuming 6 SNR elements in the cask, the temperatures at 100 d decay time (= 16.5 kW) will be as follows:

Cask surface	82 °C
Maximum lead temperature	150 °C
Temperature of the shroud tube:	360 °C
Central fuel rod	580 °C (He)
	650 °C (He + 10 % fission gases)

The design temperature limit for the fuel rods is 700 °C. So there is a safety margin even for the case of Helium contamination by release of fission product gases.

5. Performance under accident conditions

The closures of the fuel elements are protected against distortion by balsa wood shock absorbers at the extremities. There also are lateral shock absorbers at top and bottom of the cask to reduce damage to shielding and fins. As there is no forced cooling at the surface of the cask, the 9 m drop will not affect heat transfer except for local damage of fins.

Excessive heat input into the cask during fire is avoided by a layer of wet plaster between lead and outer shell of the cask. The fire will dehydrate the plaster and thus reduce its conductivity by a factor of 10. Also the shock absorbers are of low conductivity. Fuel rod temperature will not increase by more than 10 °C during the fire test.

The behaviour under accident conditions has been tested successfully with cask models.

6. Conclusions, future developments

Use of LWR cask technology for LMFBR fuel shipping offers reliable solutions for the cases where short decay times before transport are not or not yet mandatory.

It is understood however that this is no longer valid for shipments of large amounts of fast breeder fuel elements after short decay times. Sponsored by the German government Transnuklear is therefore preparing experiments to evaluate liquid heat transfer media including sodium, lead alloy and organic coolants and will study steel as an alternative shielding material.

balsa wood
shock absorber

copper fins

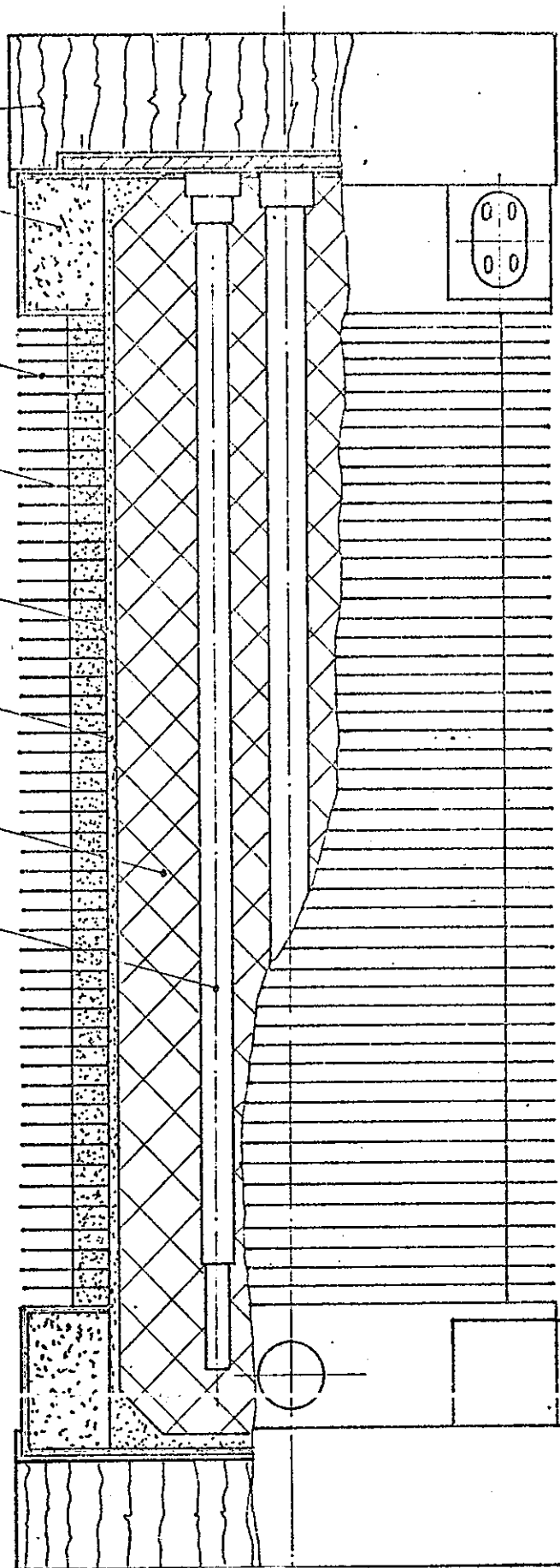
neutron shield

steel shell

wet plaster

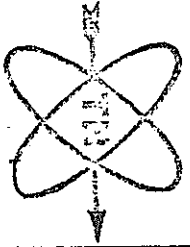
γ -shield

lodgement



Cask for SNR fuel elements

Fig. 1



Cask for SNR fuel elements.

Cross section

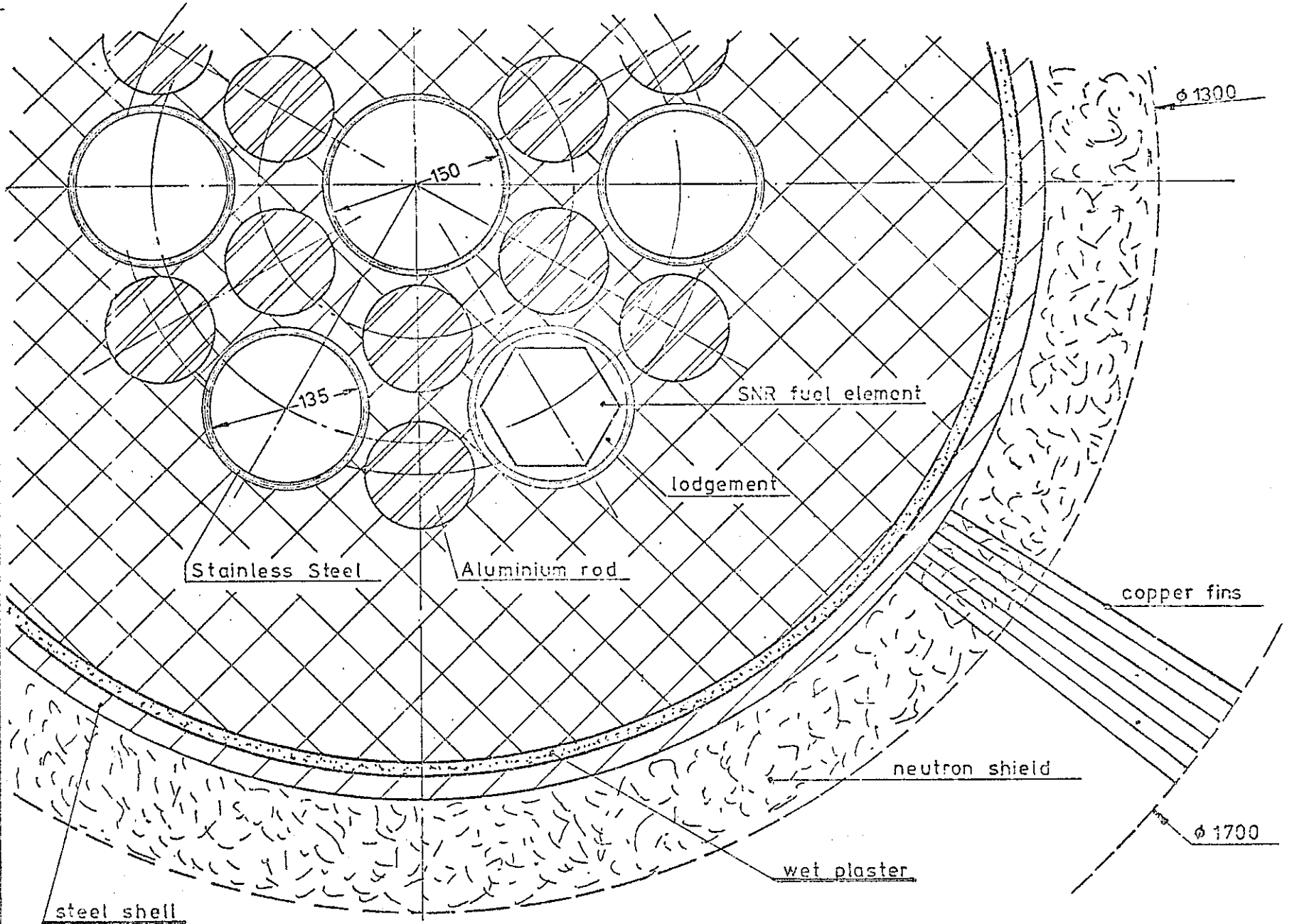
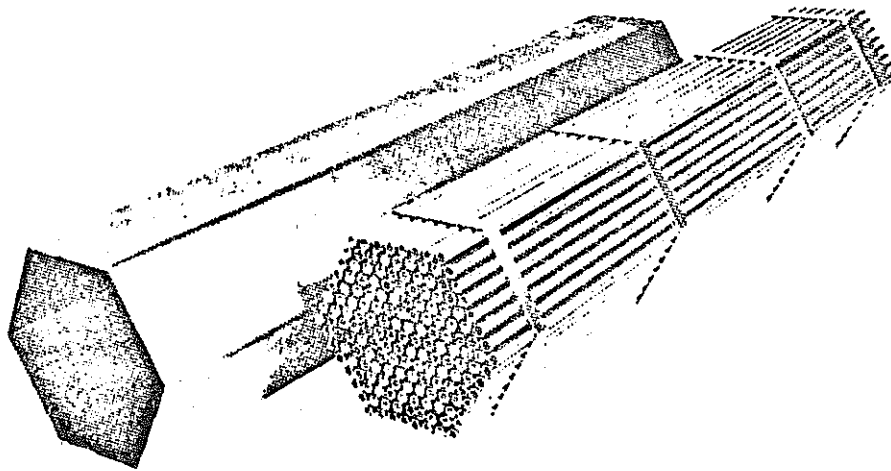
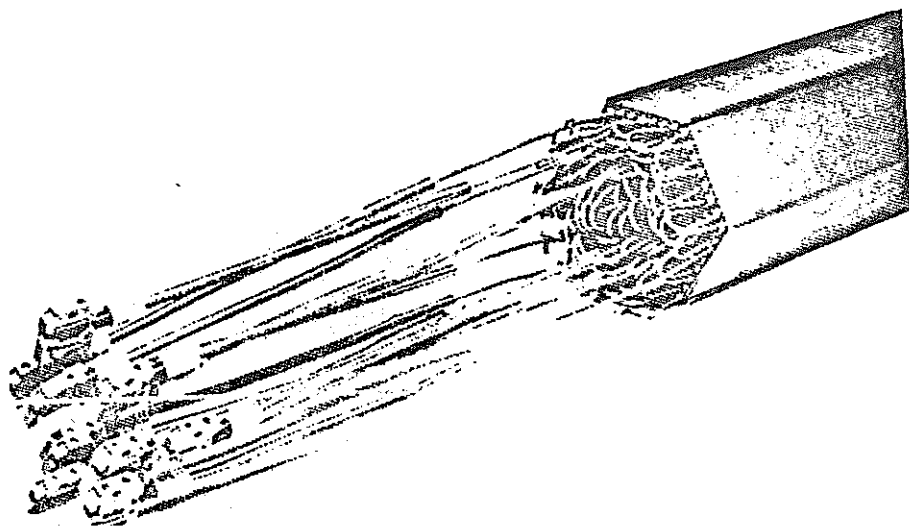


Fig. 2

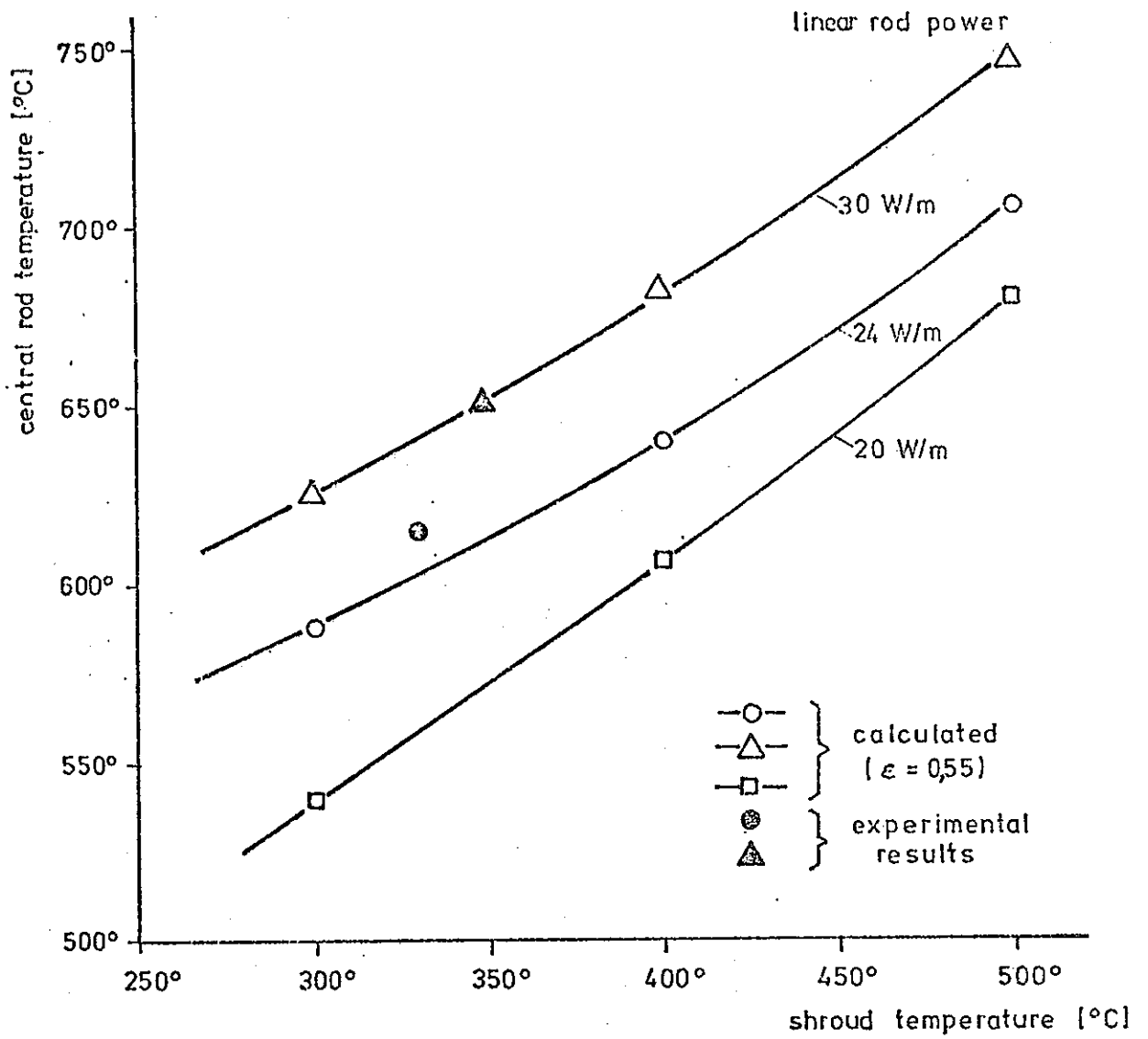


Fuel bundle and shroud tube



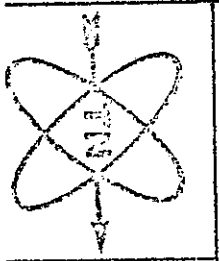
Electrical heaters

Fig. 3 Heat transfer experiment with a SNR fuel bundle



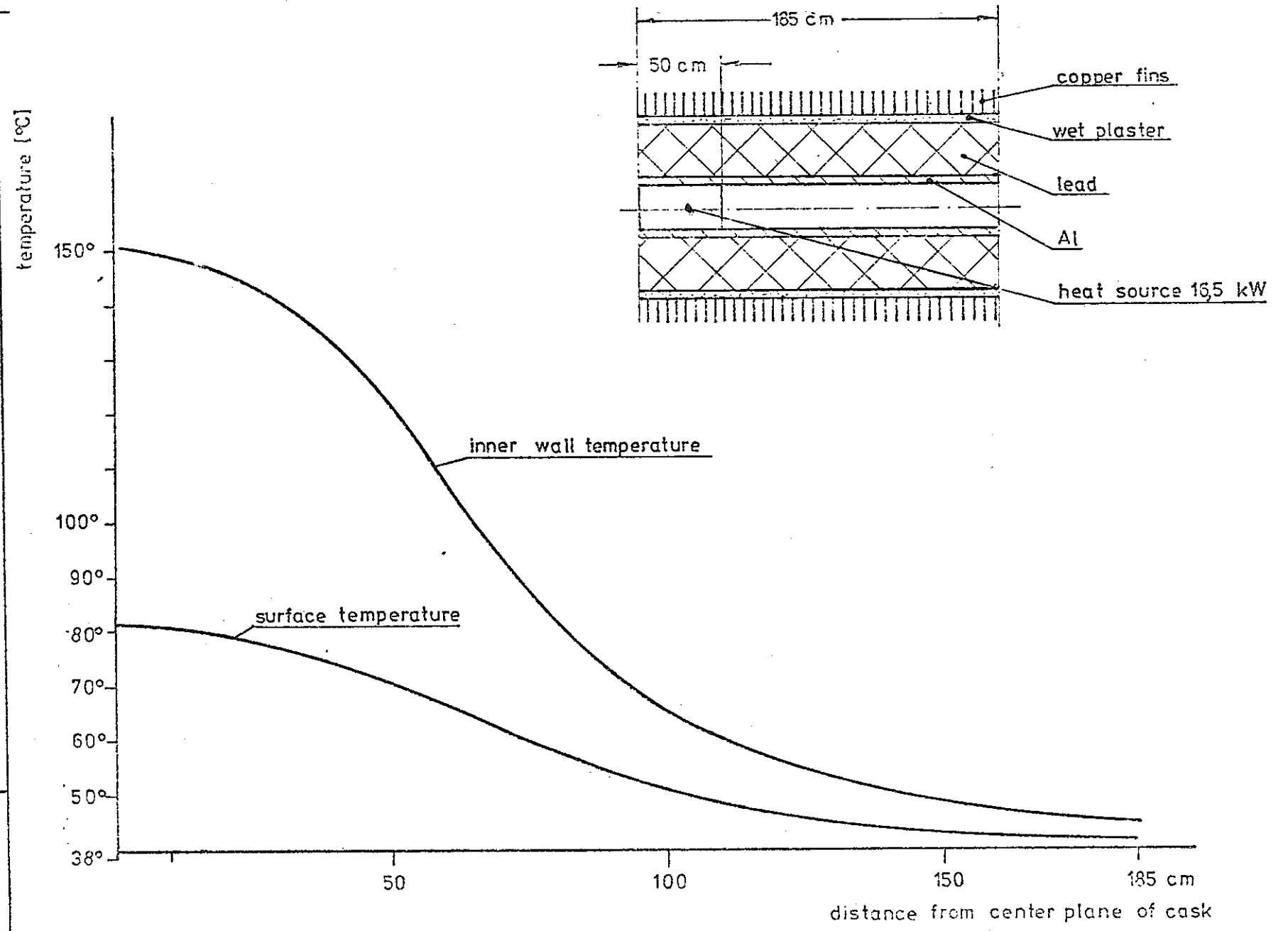
Central rod temperature in the SNR fuel rod bundle filled with Helium

Fig. 4



Calculated temperature profile
along the cask at 38°C ambient

Fig. 5



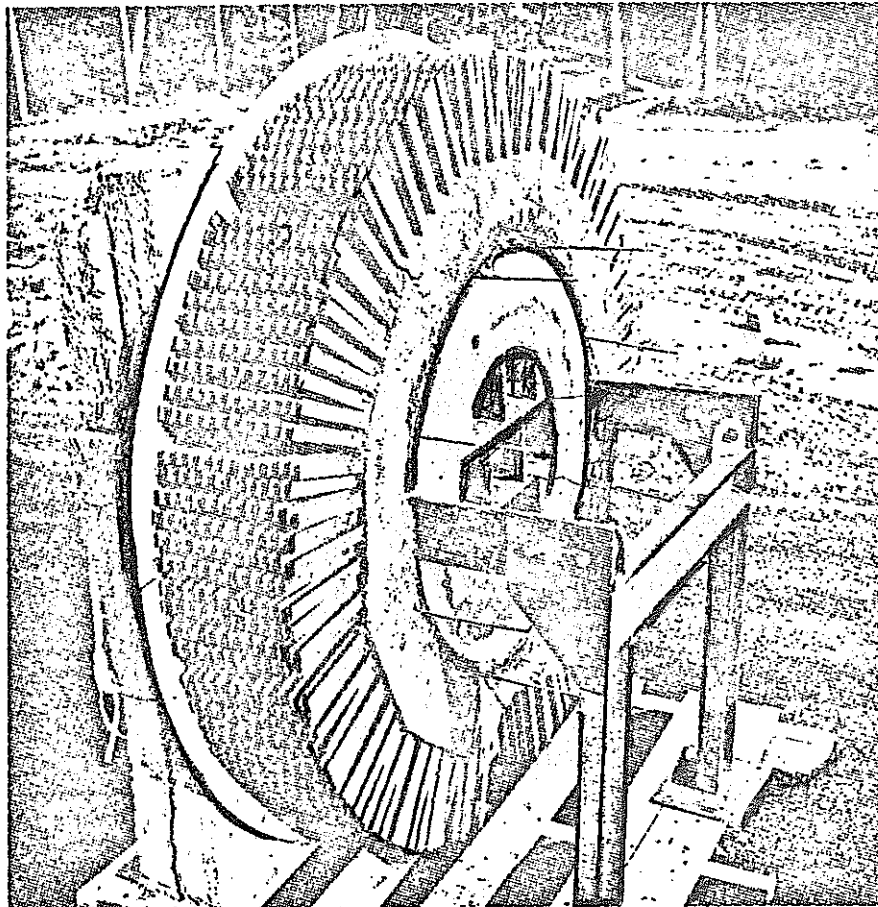
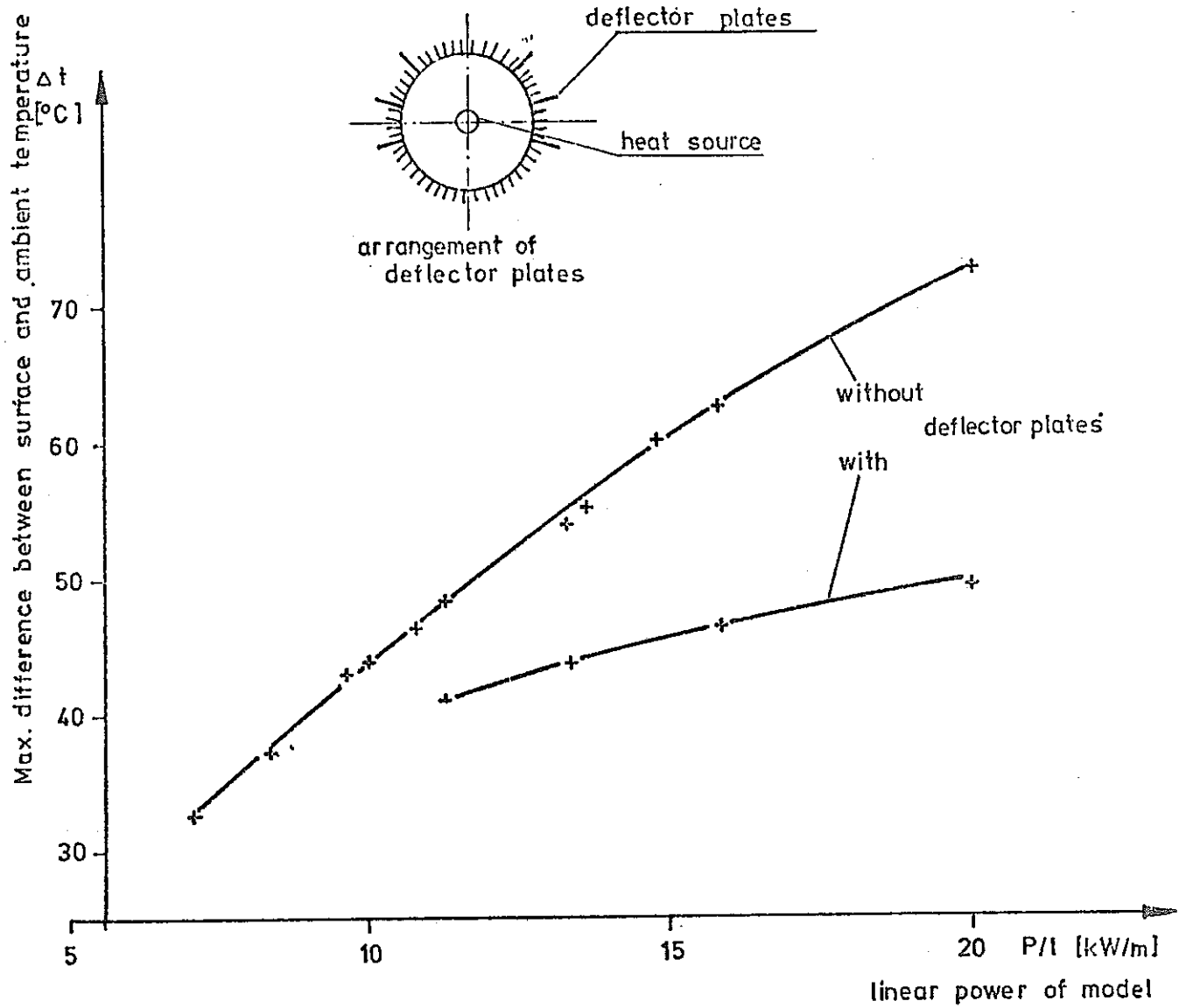


Fig. 6 Heat transfer experiment with copper fins



	<p>Results of heat transfer experiments with copper fins</p>	<p>Fig. 7</p>
--	--	---------------

Specialists' Meeting on Handling and Transportation
of LMFBR Spent Fuel Elements

Rome, 26-28 April 1972

Handling and Loading of Irra-
diated SNR-300 Elements

J. Wagner

INTERATOM
Internationale Atomreaktorbau GmbH
Bensberg / Germany

1. Introduction

Construction of the SNR-300, a 300 MWe Fast Breeder Prototype Reactor, is scheduled to start before the end of this year. It is to be built by a consortium comprising BELGONUCLEAIRE (Belgium), NERATOOM (Netherlands) and INTERATOM (Germany).

Irradiated fuel and blanket elements will be reprocessed probably in the WAK Karlsruhe. For loading and shipping the elements, suitable equipment has been foreseen in the SNR plant. This paper deals with that equipment.

2. Design criteria

After refuelling the irradiated elements are stored in a sodium-filled tank, each element in a separate pot. They remain within the reactor plant for a period of about 100-150 days. The decay heat is then in the order of magnitude of 3 kW; only there after the elements will be accepted by the reprocessing plant.

It is envisaged to ship the elements contained in a helium atmosphere. The decay heat is transferred to the container outside by means of radiation and conduction, regarding which tests and calculations have been performed by INTERATOM and TRANSNUKLEAR. Prior to shipping, the elements are not cleaned. Adhering sodium amounts are small because of the "blowing-down effect" during forced argon cooling in the fuel handling machine. For maximum availability of the reactor plant, loading of the shipping container is done only during reactor operation.

3. Handling and loading of irradiated elements (see Figure)

After cleaning down the shipping container, the truck is driven into the service station within the air-lock area. There the container is prepared for the loading process: the shock absorbers are removed and stored on the truck; the container is raised to a vertical position and reloaded onto a special trolley: the interlocks of the container-plugs are disengaged and the plugs are lifted. By transverse movement of the trolley and rotation of a support-slab on the trolley, all container positions can be positioned under the packing station lower gate valve.

The packing station is provided with a movable shield (it lowers, when the container is positioned, and seals as well as shields the inner parts of both station and container), shielded gate valves, a rotating magazine with a plug hoisting mechanism, and systems for argon, helium and waste gas (vacuum). The station acts as the air-lock between the reactor containment and the control area outside the containment (truck air-lock).

The task of the rotating magazine is to pull the plugs into the magazine, to form a guide-tube for gripper and element, to lower and finally to push the plug back into the container. Before an element is inserted into a container position, the air is replaced by argon using the waste-gas and argon-system. After lowering the element and closing the upper gate valve, but before insertion of the plug, the argon is replaced by helium. The final operation of the packing station is the rough control of gas-tightness of the container position. Each container-position is treated separately.

The fuel handling machine withdraws the irradiated elements from the sodium filled pots in the storage and transports them to the packing station. After the gas-tight connection between machine and station has been made, the gate valves are opened and the element is lowered into the container-position. Further conditions before element lowering are the operations mentioned above, namely plug hoisting and changing the argon atmosphere.

When the container is filled, the special trolley moves back to the service station. Here the following steps are foreseen:

- Adjustment of the proper helium pressure within each container position by connections to the helium and waste-gas systems and the container respectively, in order to take into account the unsteady - state conditions during loading.
- Exact control of gas-tightness of each container-position. For that purpose a measuring head with connections to vacuum and pressure gauges is anticipated.
- Mounting of an additional common sealing-lid for all positions.

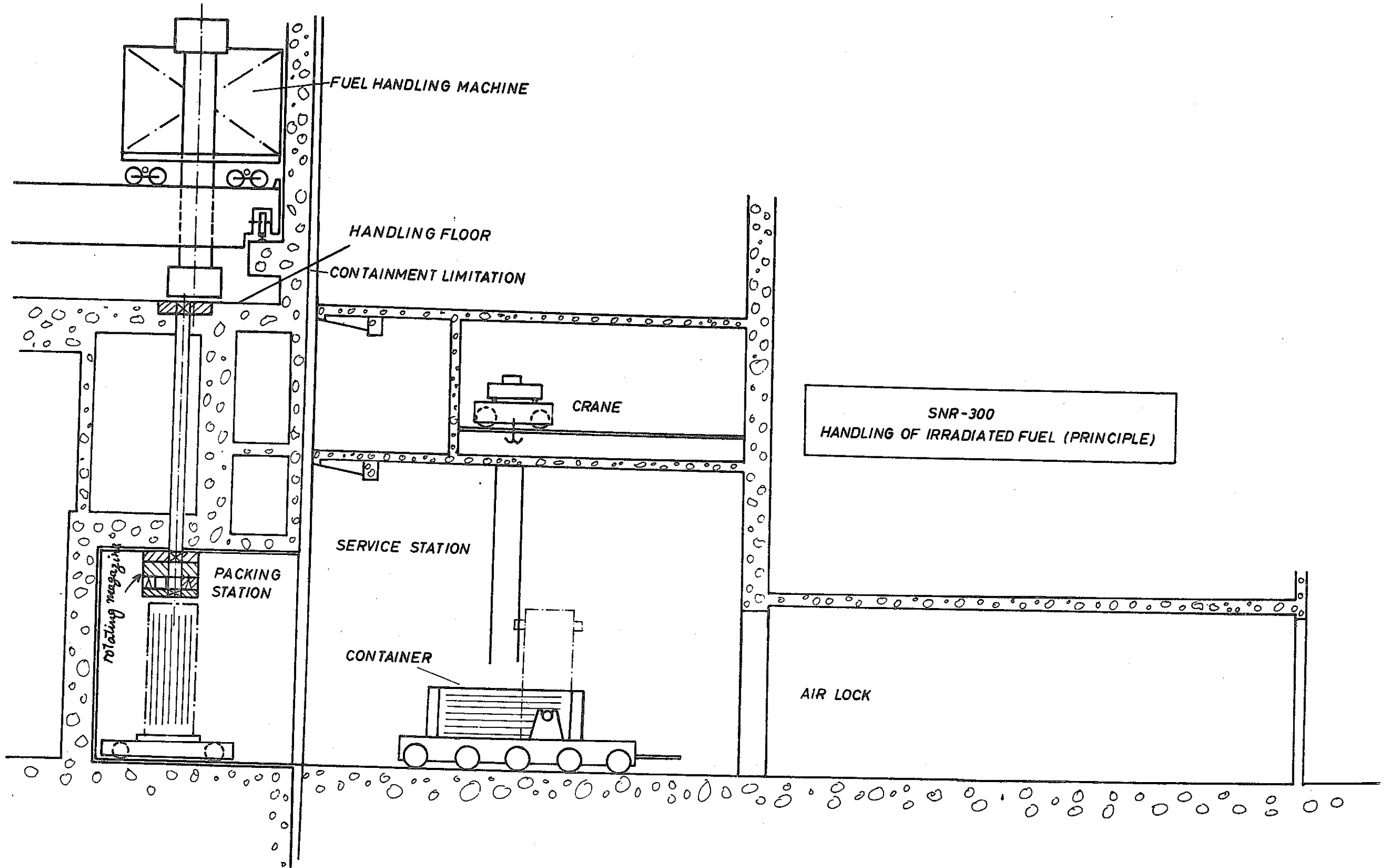
To complete the sequence of operations, the container is set back on the truck. The shock absorbers are reinstalled, and shipment to the reprocessing plant can start.

4. Handling of unirradiated fuel

The handling is basically the same as for irradiated elements. Main differences include:

- . The containers are not so heavily shielded
- . No helium is used
- . No cooling is necessary

Equally, new elements are handled by the fuel handling machine because of a substantial neutron radiation dose (20 mrem/h, 30 cm from the surface of a single element; 300 mrem/h in the storage for new elements by $k_{\text{eff}} = 0.4$). They are stored in an argon atmosphere. All new elements are checked in a hot cell (observation, measuring of outer dimensions).



INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY

SPECIALIST MEETING ON HANDLING AND TRANSPORTATION OF
LMFBR SPENT FUEL ELEMENTS

Rome, 26-28 April 1972

TRANSPORTATION OF LMFBR FUEL ELEMENTS

by

K.J.HENRY - UKAEA, United Kingdom

UKAEA KINGDOM ATOMIC ENERGY AUTHORITY

TRANSPORTATION OF LMFBR FUEL ELEMENTS

K J HENRY

FOR DISCUSSION AT THE IAEA SPECIALIST MEETING - ROME, 26-28 APRIL 1972

UKAEA
REACTOR GROUP
RISLEY
WARRINGTON
LANCS

APRIL 1972

TRANSPORTATION OF LMFBR SPENT FUEL ELEMENTS

The two British Fast Reactors - The 60 MW(TH) DFR, which has been operational for the past 12 years; and the 600 MW(TH) PFR, which is nearing completion of construction - are both situated at the Dounreay site of the United Kingdom Atomic Energy Authority.

Dounreay is an integrated Fast Reactor establishment in that it has fuel manufacturing and reprocessing plants. The DFR fuel is manufactured and reprocessed there, PFR fuel will be manufactured by British Nuclear Fuels Ltd, but for the next decade until the Civil Fast Reactor Fuel Reprocessing Plants come on line the PFR fuel elements will be reprocessed at Dounreay. Thus no major problem yet exists of transporting large quantities of irradiated LMFBR fuel elements on public roads and railways within the British Isles.

The need to have available a LMFBR spent fuel transport system will not arise in the UK until the latter part of this decade when the first 1300MW(E) Civil Fast Reactor, now being designed comes on line. Nevertheless, the overall safety appraisal of this reactor is being studied now, and therefore the UKAEA in conjunction with the CEGB and BNFL are carrying out a design study of a transport flask and are planning a series of tests in accordance with the IAEA regulations.

A flask specification has been prepared with the following main requirements:-

1. It must conform with the IAEA Regulations for the safe transport of radio active materials, flask surface temperatures, radiation levels, fire resistance, and resistance
2. Heat transfer will be by natural conduction and convection, ie no forced cooling arrangements to be provided, and pin temperatures must not exceed 650°C under normal conditions and 700°C under fire accident conditions.
3. The flask must be capable of being carried by road and rail within the British Isles. This implies a weight limit of about 100 tonnes, a maximum length of 7 m, a maximum diameter of 2.7 m over projections.

4. The flask should be compatible with the handling arrangements of the PFR fuel handling caves, and the proposed CFR fuel handling scheme.

Within the above constraints, a design has evolved which is capable of carrying 5 sub-assemblies with a total heat rating of about 40 kW. Gamma shielding is provided by 0.48 m thickness of steel; the material of the external neutron shield has not yet been fixed, but a water annulus or a boron impregnated resin of equivalent attenuating capacity are both under consideration.

The sub-assemblies are contained in sodium filled canisters 220 mm dia x 4 m long x 12 mm wall thickness, with seal welded end caps. These fit into separate cylindrical compartments in the flask which are in turn covered by bolted flanges with double testable seals. A further bolted flange with double sealing rings is also provided.

SHIELDING REAUIREMENTS

The gamma emission from irradiated fuel depends mainly on the rating and decay time and although the fission product yields differ for fast and thermal fission, and for fission of the various isotopes 235 , 238 , 239 , the total gamma activity does not vary greatly. Satisfactory data exists, therefore, for calculating gamma shield thicknesses for the fuel loading specified. The neutron source strength depends on the isotopic composition of the fuel and in particular on the Plutonium 241 content.

During reprocessing curium and americium are removed from the fuel, but thereafter the americium content grows steadily as a result of Pu 241 decay. During subsequent irradiation curium 242 and curium 244 are produced; these are the major neutron emitters.

In choosing an isotopic composition therefore as a basis for design studies a figure for the storage time between reprocessing and irradiation has to be assumed. The first British Civil Fast reactors will be fuelled with Plutonium from Magnox and Advanced Gas Cooled Reactors. It is considered unrealistic to design for fuel that has been stored, for say, longer than 4 years. This figure has therefore been assumed together with a burn-up of 10%.

The activities calculated for CFR sub-assemblies irradiated to 10% burn-up give rise to shielding requirements of about 500 mm steel for gamma shielding and a 76 mm thick water annulus or equivalent for neutrons.

HEAT TRANSFER AND TEMPERATURE CONDITIONS

The IAEA regulations impose two main temperature limitations, first that the temperature of the surfaces of the flask at any accessible point shall not exceed 82°C, and secondly that under the conditions of an external fire in which the temperature of the environment is raised to 800°C and maintained for 30 minutes, followed by a return to an environmental temperature of 26°C, the contents of the flask should not exceed safe temperature limits.

In the case under discussion a maximum fuel pin temperature of 700°C has been imposed under steady state and fire conditions. Temperature distributions have been calculated for this flask arrangement for both conditions with varying heat loads - Figs 1, 2 & 3.

The first steady state temperature limit reached is that of the flask surface at 82°C, which results from a heat loading of about 40 kW. If access to the centre portion of the flask is prevented, for example, by fitting a protective grid, then the heat loading can be increased to about 45 kW before reaching the fuel pin temperature limitation.

The effect on heat transfer of the insulating barrier imposed on the outer surface of the flask by the neutron shield can be reduced to a certain extent by allowing every third fin on the outer surface of the neutron shield region to pass through to the steel surface of the flask.

Under the conditions of the IAEA fire test the maximum fuel temperature reached with the 40 MW heat loading is about 630°C. Under these conditions of course the neutron shield, if water, would evaporate and escape via a bursting disc or safety valve. In the case of a solid neutron shield this would burn and be automatically removed. Following the removal of the neutron shield the neutron dose rate at the surface would be increased tenfold. This situation is of course catered for in the IAEA regulations which permit an increase of 10^2 in the radiation levels from the flask surface under accident conditions.

The free volume of gas remaining in the canister after seal welding (this operation will be carried out, it is assumed, at an ambient flask temperature of about 150°) will be adjusted to ensure that if the fission product gas content of all the pins in a sub-assembly at a temperature of 700°C, the stresses imposed on the canister will be in a safe range.

There is a radial gap of about 6 mm between the canister and its pocket. The quantity of sodium in, and hence the dimensions of the canister and its pocket will be arranged to ensure adequate heat transfer in the event of a leak occurring in the canister which allows sodium to escape into the pocket.

TESTING PROGRAMME

Following upon the design study, a drop testing programme has been arranged in accordance with the procedures laid down in the IAEA regulations. These require a demonstration that the flask is capable of withstanding a free fall from a height of 30 ft onto a "rigid" target. The fall being arranged in such a manner that the "weakest" area of the flask is subjected to the impact.

In recent years a variety of thermal reactor spent fuel transport flasks have been designed to these requirements in the UK. The design of these has been based on data extrapolated from numerous tests on 1/16 and 1/4 scale models, since acceptable methods exist for correlating the test data to the behaviour of full scale flasks.

The CFR sub-assemblies unlike those from thermal reactors are doubly contained, and it is not considered feasible to scale both canisters and flasks and to then extrapolate the results to full size. It has therefore been decided to subject full size canisters to the IAEA drop test to ensure that they are independently capable of withstanding the specified impacts.

The programme will therefore consist of a series of tests on 1/4 scale models to enable deceleration rates, and hence shock absorber details, to be determined, followed by tests on the canisters with the same decelerating rates applied. In order to simulate the support against buckling

afforded to the canister by the flask body, the test canisters will be enclosed in thick walled cylinders.

Since the canisters will be required to withstand the stresses from impact at temperatures in the region of 700°C, the deceleration rates will be arranged so that the stresses in the canister wall and buckling forces are within a range which takes account of the reduced strength of the material at this high temperature.

These, then are the proposed tests which conform to the IAEA regulations. There is a body of opinion in the UK however, which feels that the IAEA tests may not represent the maximum impact hazard which may arise from train accidents at the very high speeds proposed for the next decade. Discussions on this aspect are at present taking place between the various organisations concerned in the United Kingdom.

CONCLUSIONS

The design study for the CFR Irradiated Fuel Transport Flask has proceeded to the stage where it is considered feasible to provide a design capable of carrying 5 CFR type irradiated fuel sub-assemblies with a total heat rating of 40 KW, and which will meet the requirements of the current type B container transport regulations.

During the above design study, however, a series of questions have arisen which may merit further discussion at the meeting.

1. In view of the high decay heat powers of LMFBR spent fuel, should the provision of forced cooling to the flasks be considered, with the consequent safety requirements of guaranteed power supplies, permanent operating staff, etc.
2. In order to reduce the possible hazard which may arise from transporting this fuel over public transport systems should some form of head-end treatment be carried out at the power station to remove, for example, volatile fission products, reduce the bulk of the fuel element material, reduce heat output, and produce a more inert and probably safer material for transport.

3. Because of the intention of most western countries to develop railway systems capable of operating at speeds well in excess of 160 kph, are the present IAEA test regulations stringent enough to cope with impact forces which could arise from train accidents at this speed.

K J HENRY

5 April 1972

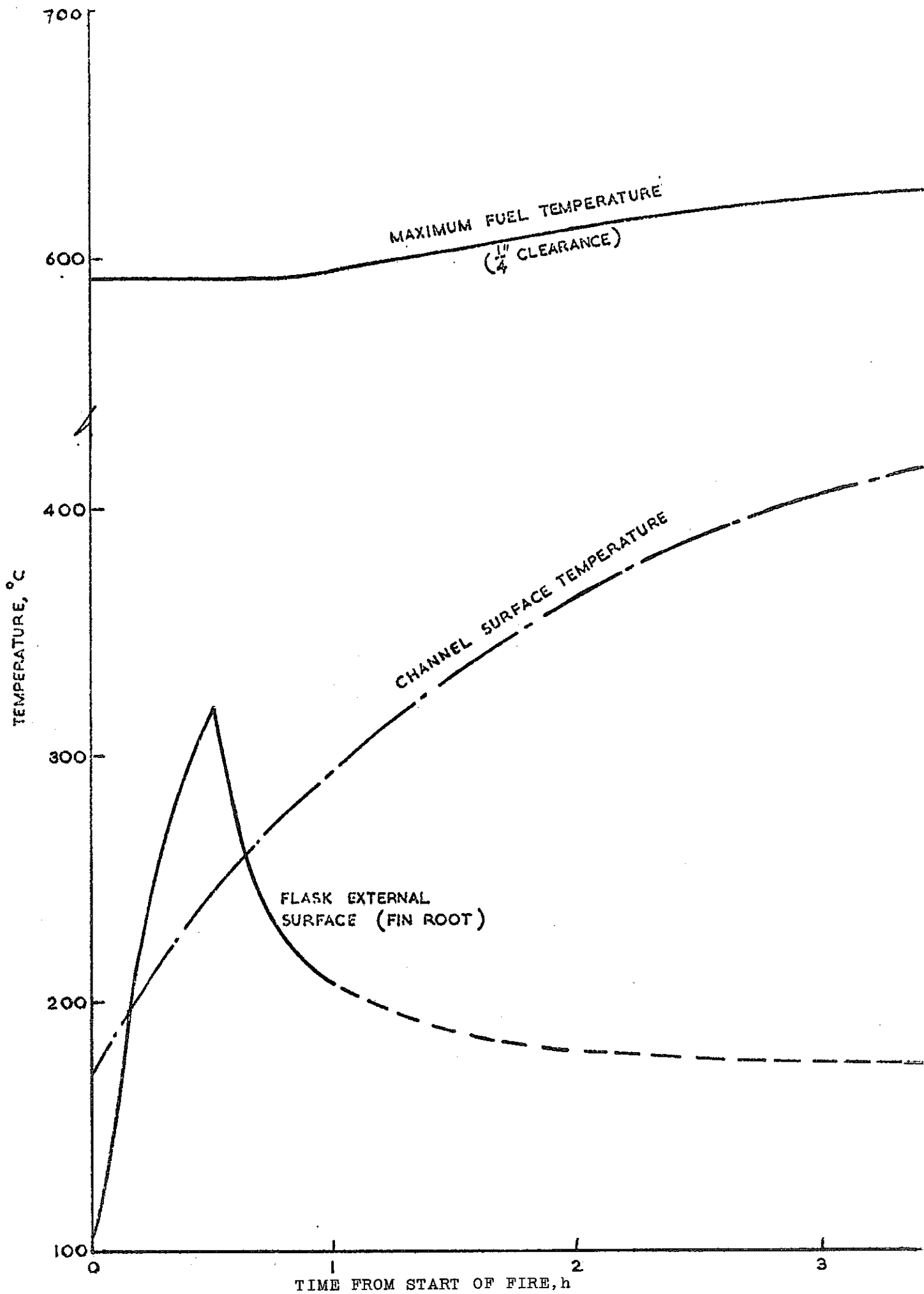


FIG. 1. FIRE TRANSIENT

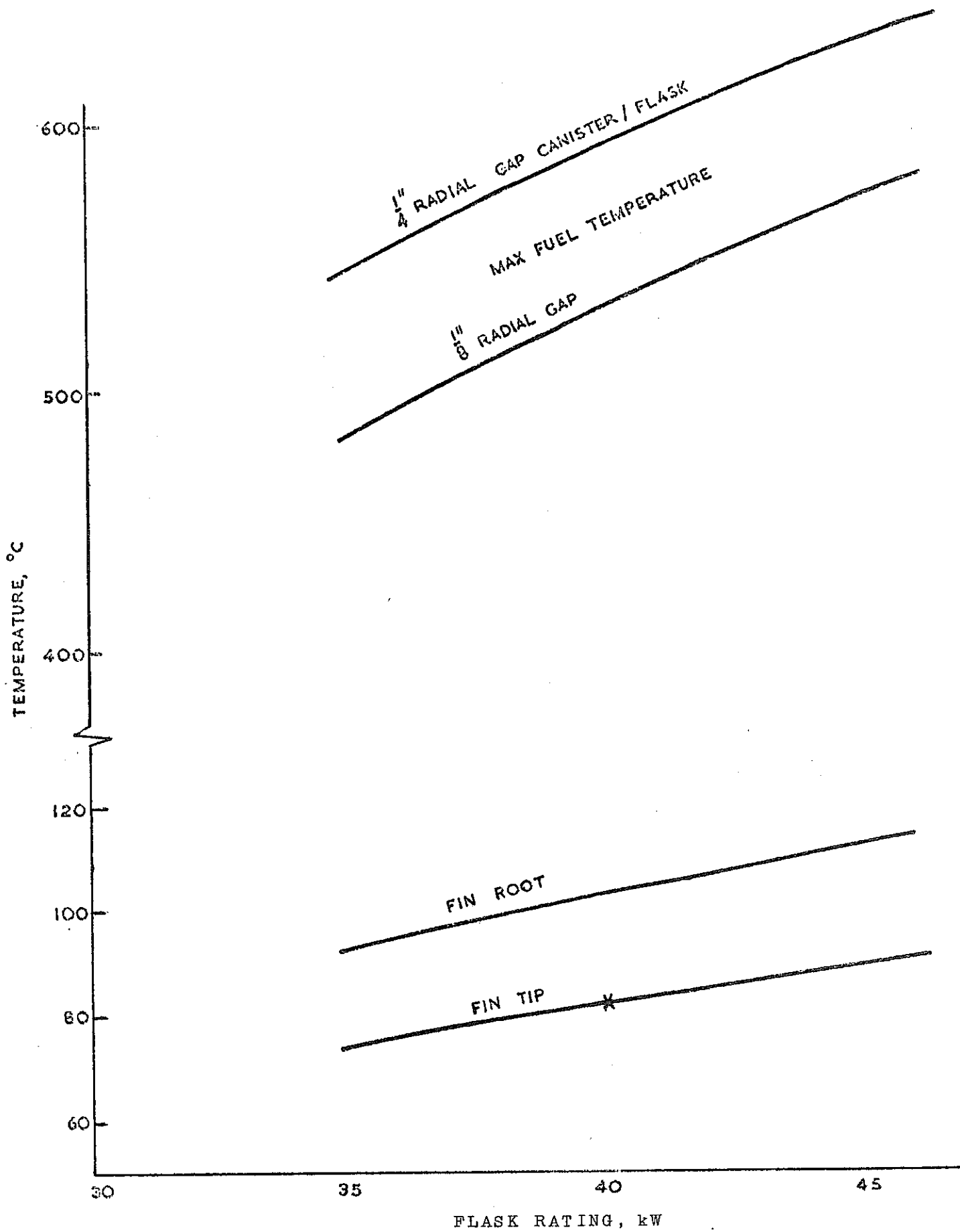
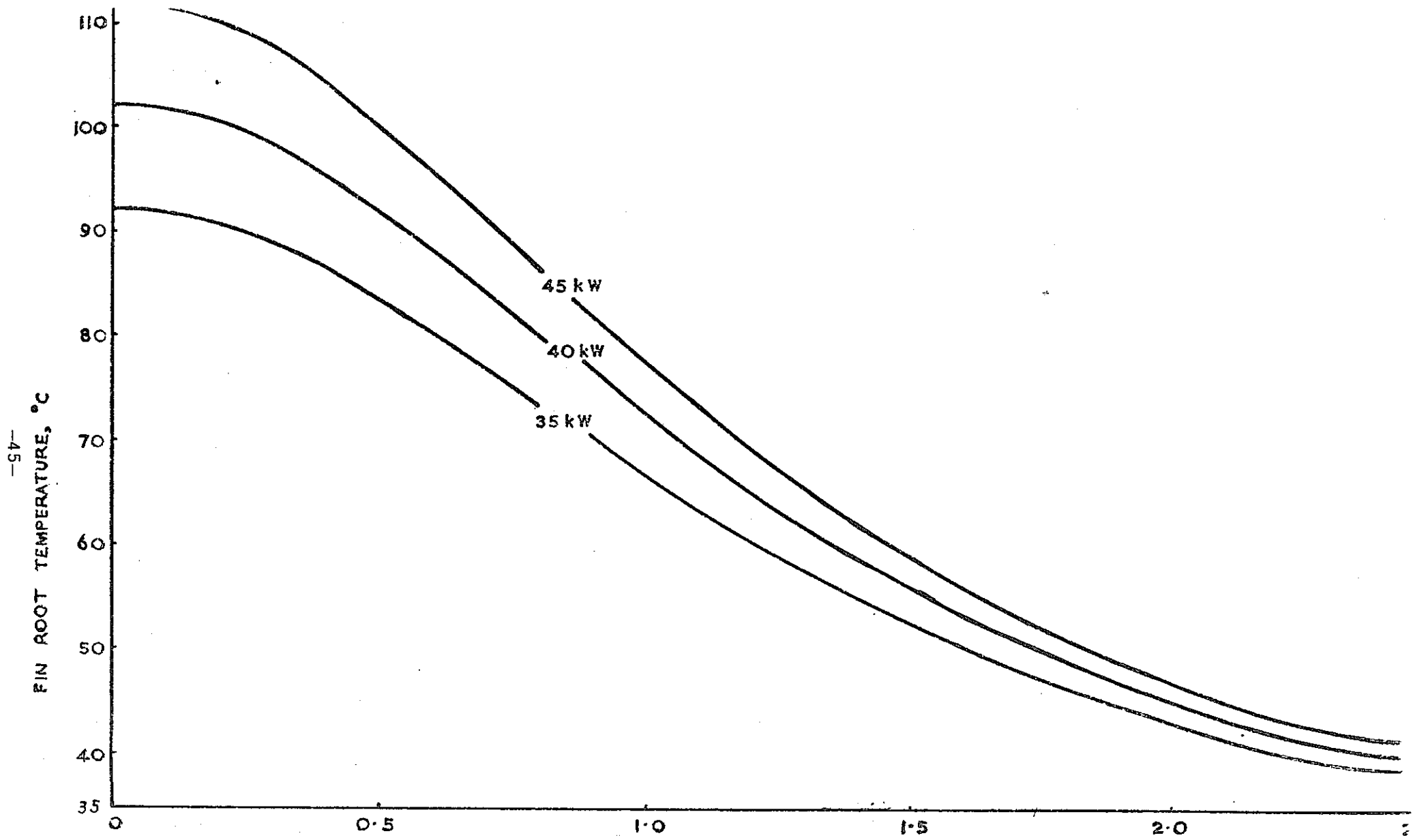
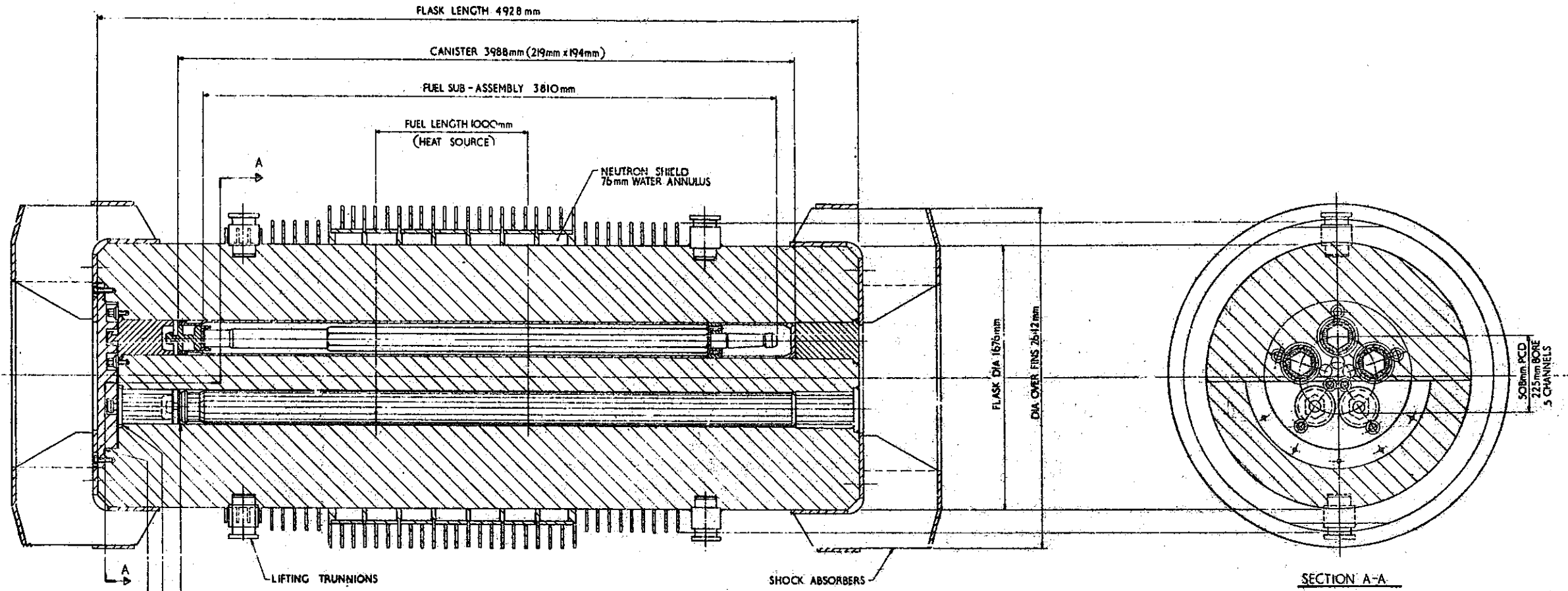


FIG.2. CFR FLASK STEADY STATE TEMPERATURES



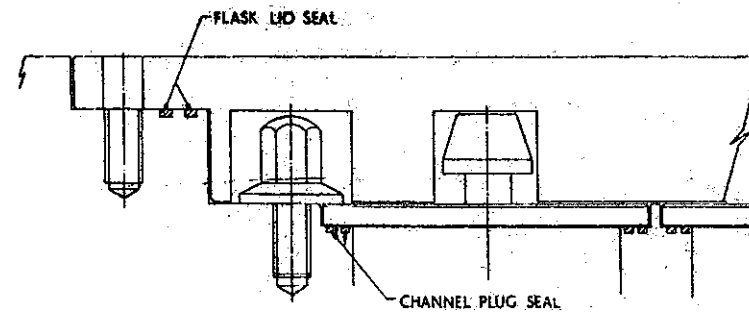
DISTANCE FROM OF FUEL MEASURED ALONG FLASK AXIS, m
 FIG.3. FLASK SURFACE TEMPERATURE DISTRIBUTION



TERTIARY SEAL
(DOUBLE SEAL WITH
TEST ANNULUS ON LID)

SECONDARY SEAL
(DOUBLE SEAL ON PLUG)

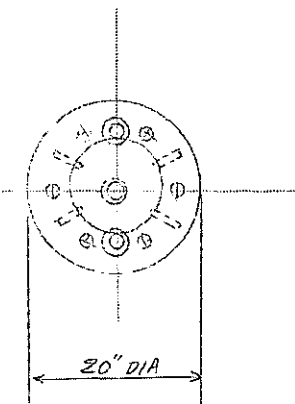
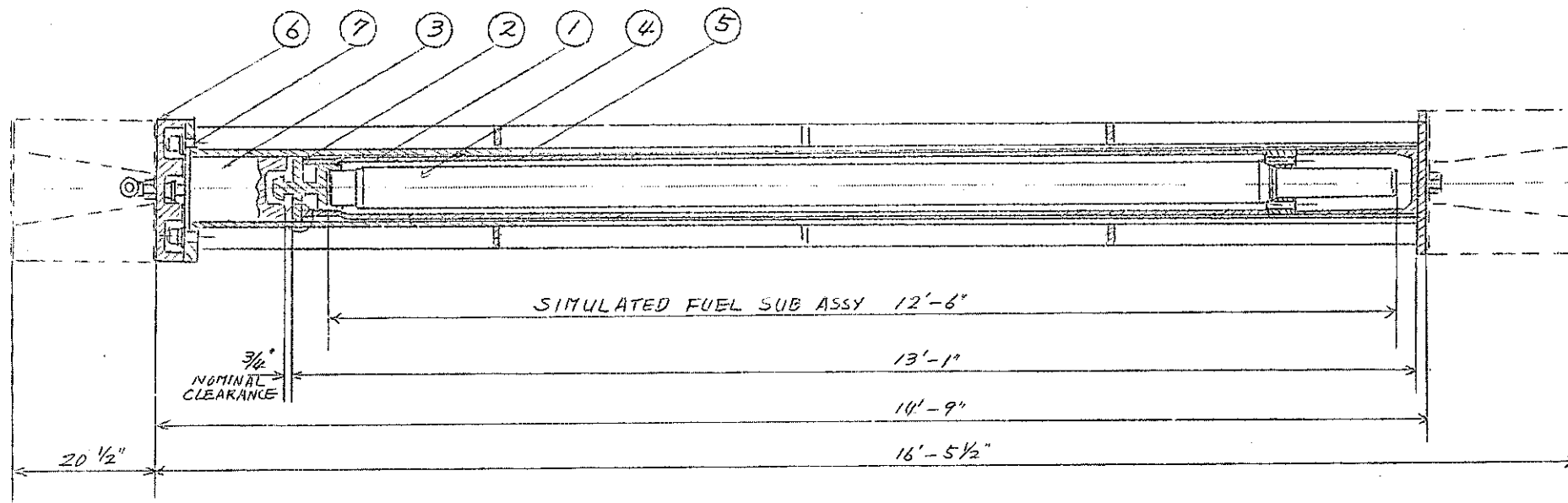
PRIMARY SEAL
(CANISTER LID WELD)



HALF FULL SIZE DETAIL OF PLUG & FLASK LID.

DESIGN NO 1426

ISSUE NO	REVISED BY	REVISED ON	QUANTITY
BRITISH NUCLEAR FUELS LIMITED HEAD OFFICE WISLEY, WARRINGTON, LANCASHIRE			
DRAWN BY	CHECKED BY	DESIGNED BY	APPROVED BY
12-7-71	CROD	RG EGGAN	PA HUGHES
SCALE	DRAWN TO		
1/10"	ONF 10814		
SECURITY CLASS	TYPE		
OFFICIAL USE ONLY	PROPOSED CER FLASK GENERAL ARRANGEMENT		



VIEW WITH END COVER REMOVED

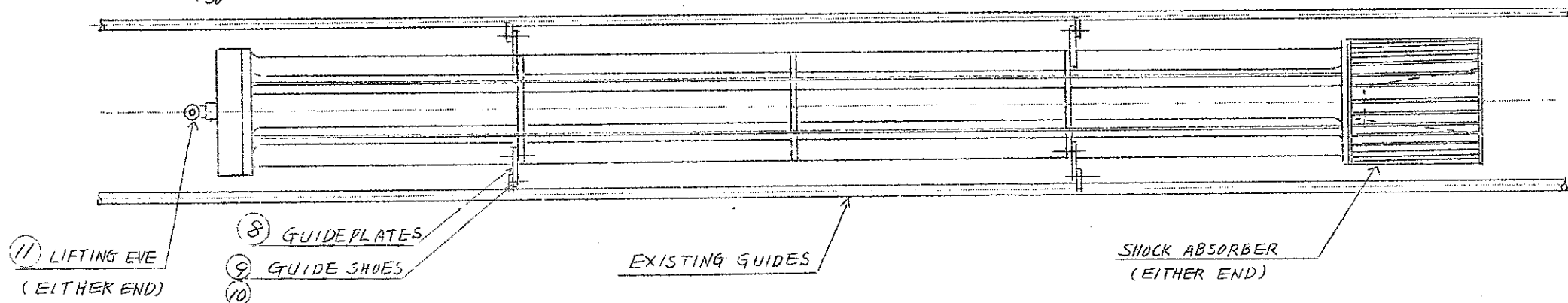
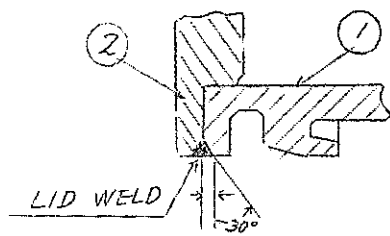


TABLE OF WEIGHTS			
ITEM 1	} 590 lb (MAX 1/2 WALL)	ITEM 3	270 lb
ITEM 2		ITEM 5	2200 lb
ITEM 4	680 lb	ITEM 6	2470 lb
WGIER	100	CONTAINER	2470 lb
	1340 lb	AL SHOCK ABSORBER	330 lb (MAX t = 7/8")
			4160 lb TOTAL

C. E. A.

DIRECTION DES PRODUCTIONS
S/Direction du Plutonium

Rome 26-28 April 1972

PROBLEMES POSES PAR LA RECEPTION DES COMBUSTIBLES DE
REACTEURS RAPIDES DANS LES USINES DE RETRAITEMENT

B. LENAIL

En dépit du fait que des transports de combustibles irradiés dans les réacteurs rapides se déroulent depuis plusieurs années il est encore difficile de dégager des idées générales sur les difficultés qui sont ou seront rencontrées dans le domaine de la réception de combustibles irradiés dans les cinq ou dix prochaines années.

Cela tient d'une part à ce que les solutions déjà expérimentées ne seront pas reconduites et d'autre part à ce que les solutions déjà prévues pour Phénix ne résoudront le problème que dans les premières années d'exploitation du réacteur (transport d'assemblages démantelés en aiguilles débarrassées de sodium).

On passera successivement en revue les trois cas que constituent

- la réception des combustibles Rapsodie ou Fortissimo à AT 1 (La Hague)
- la réception des combustibles Phénix (sans sodium) à UP₂-HAO (La Hague)
- la réception des combustibles transportés sous sodium.

I. - AIGUILLES RAPSODIE-FORTISSIMO LIVREES A AT 1

Les combustibles sont livrés à AT 1 soit sous forme d'aiguilles réputées saines, soit sous forme d'aiguilles ruptées ou tronçonnées placées en containers individuels.

Dans les deux cas les transports ont lieu à sec ainsi que le déchargement.

Le déchargement s'effectue par adaptation de l'orifice du château à une cellule.

A leur arrivée, les boîtes à aiguilles sont entrées par télé-commande dans une cellule de réception protégée γ puis dans la cellule de cisailage protégée $\alpha\beta\gamma$. Une série d'opérations télécommandées hydrauliquement ou télémanipulées permet :

- d'ouvrir une boîte (par une tête de coupe tournante, à molette).
- de sortir le ratelier et de la stocker dans un fourreau blindé.
- de reprendre les aiguilles une par une au télémanipulateur et de les déposer dans la cisaille.
- de découper les aiguilles avec une cisaille à couteau vertical tournant, en tronçons de 10 mm qui tombent dans le panier du dissolvant.

Les problèmes qu'on rencontre dans l'exploitation d'un tel système sont très limités du fait essentiellement qu'on disperse très peu de contamination et que le confinement des matières radioactives n'est rompu qu'après introduction en cellules.

En fait les seules sources de contamination sont les produits de fission gazeux dont on sait la faible nuisance.

Un autre problème dont on pouvait craindre qu'il ne soulève également quelques difficultés est le risque de présence de sodium sur les aiguilles en dépit du nettoyage qui est fait avant transport. On estime à moins de 1 g le poids de sodium présent à la surface des aiguilles (environ 41 g de Pu par aiguille) et à ce niveau aucune difficulté n'a pu être observée soit au cours de l'ouverture des containers, du cisailage des aiguilles ou de l'introduction dans le dissolvant.

Il convient de noter à cet égard que les assemblages de couvertures radiales après un nettoyage analogue du sodium ont été plongés dans l'eau sans aucune difficulté.

II. - ASSEMBLAGES PHENIX DEBARRASSES DE SODIUM

A partir de 1974 et au plus tard de 1975 les combustibles irradiés déchargés de Phénix seront envoyés à La Hague pour retraitement.

En effet à cette époque l'usine actuellement utilisée au traitement des combustibles graphite gaz sera dotée de l'équipement nécessaire au traitement des combustibles LWR et FBR.

Tout au moins dans les premières années d'exploitation du réacteur il est décidé d'opérer, avant transport, à la fois l'enlèvement du sodium et le démantèlement des faisceaux. Ce choix est intervenu beaucoup moins pour des impératifs propres au traitement industriel de ces combustibles que pour faire face aux nombreux besoins d'examen d'aiguilles irradiées dans ce réacteur prototype.

Pour le transport les aiguilles seront regroupées en bottes placées par groupes de quatre dans un château conçu spécialement.

A l'usine de La Hague les châteaux seront immergés et déchargés en piscine (eau déminéralisée) dans l'installation classique de réception des combustibles LWR.

Aucune difficulté propre à ce type d'élément n'est à craindre pour l'instant puisque dans ce domaine on bénéficiera en 1975 de l'expérience acquise en matière de manutention des éléments de réacteurs de puissance (à gaz ou à eau ordinaire).

III. - ASSEMBLAGES SOUS SODIUM

Il est pratiquement acquis que pour des raisons techniques (évacuation de puissances élevées) ou économiques (éviter d'avoir recours à divers milieux pour les stockages avant et après transport) on sera conduit à transporter les combustibles des réacteurs commerciaux de puissance (1000 à 1200 MW électriques) en présence de sodium, l'ensemble assemblage + sodium étant placé dans un pot étanche dont un ou plusieurs seront placés à l'intérieur du château.

Si on connaît dès maintenant le mode de chargement retenu pour les châteaux (à sec sur une cellule) la question du déchargement des châteaux n'a pas encore été étudiée car :

- ou bien il s'agira après 1985 d'usines spécifiques pour lesquelles des solutions très proches de ce qui se fera auprès des réacteurs seront retenues,

- ou bien il s'agira dans une phase intermédiaire (1980-1985) d'usines polyvalentes (LWR/FBR) et les solutions actuellement retenues (stockage sous eau en piscine) conviendront mal au déchargement ou au stockage des combustibles conditionnés en pots remplis de sodium.

Il est à penser que dès 1980 le choix du transport sous sodium s'imposera en France et peut-être même avant si pour Phénix on abandonne le démantèlement en cellules au voisinage du réacteur.

Il faudra sans doute alors compléter l'équipement de l'usine de La Hague pour lui permettre de faire face à ce nouveau besoin (fosse de déchargement dotée des équipements pour enlèvement du sodium).

IV. - AUTRES PROBLEMES A RESOUDRE

Ainsi qu'on le voit les problèmes de réception et de déchargement de châteaux ne seront pas spécialement difficiles avec les combustibles de réacteurs rapides. Toutefois outre les difficultés signalées ci-dessus lors de la réception de containers chargés de sodium les autres opérations qui constituent le prétraitement mécanique pourront être délicates. Ces opérations dépendent étroitement du procédé de traitement choisi, on se contentera ici d'énumérer la séquence d'opérations rencontrées en tête du traitement par voie aqueuse :

- enlèvement du sodium par traitement à la vapeur,
- tronçonnage des têtes et des pieds des assemblages (éventuellement enlèvement de pièces de structure),
- démantèlement des assemblages en aiguilles, en nappes d'aiguilles ou en modules suffisamment petits pour être manipulés sous air sans danger,
- cisailage des aiguilles ou des faisceaux d'aiguilles et séparation des tronçons de gaine remplis d'oxyde à introduire au dissolvant et des fragments de pièces auxiliaires (grilles, filaments, ressorts, ...).

La plupart de ces opérations sont relativement semblables à celles qui concerneront les éléments LWR toutefois de sérieuses complications sont à craindre en raison :

- des puissances résiduelles beaucoup plus élevées (à refroidissement égal facteur 4 à 6 par rapport aux combustibles LWR),
- de la présence de sodium dans les assemblages ou autour des aiguilles et à l'intérieur des aiguilles ruptées, fissurées ou à évent,
- de la forte teneur en gaz de fission (facteur 2 à 3 par rapport aux combustibles LWR),
- de la grande fragilité des gaines à haute irradiation,
- éventuellement des problèmes de criticité dus à la forte teneur en matières fissiles 15 à 20 %.

EXPERIENCES FRANÇAISES
DANS LE TRANSPORT DES COMBUSTIBLES IRRADIÉS DE REACTEURS RAPIDES

M. LABROUSSE

I - INTRODUCTION

Le réacteur rapide expérimental de Cadarache appelé Rapsodie est en fonctionnement depuis janvier 1967. Au cours de l'année 1970, sa puissance a été portée de 24 MW à 40 MW, le flux central atteignant $3,2.10^{15}$ n/cm²s.

Fin 1971, plus de 10 000 aiguilles UO₂ - PuO₂ y ont été irradiées jusqu'à des pourcentages de 10 % d'atomes lourds. Les aiguilles ont été envoyées soit aux laboratoires du Centre CEA de FONTENAY-AUX-ROSES pour examen, soit à l'usine de retraitement de La Hague pour récupération de l'uranium enrichi et du Pu.

II - EMBALLAGES

Parmi ces aiguilles, certaines avaient des ruptures de gaine, soit subies accidentellement en pile ou lors des manutentions, soit provoquées volontairement. Pour les transporter, on a utilisé plusieurs modes de conditionnement et plusieurs types d'emballages.

AIGUILLES FISSILES NOMINALES SAINES

Les assemblages qui comprennent 37 aiguilles sont démantelées dans une cellule et les aiguilles envoyées à l'atelier pilote de La Hague.

Rappelons que ces aiguilles d'un diamètre de 6,7 mm (7,9 avec le fil espaceur) ont une longueur de 485 mm et comprennent (avant irradiation) 20 g de Pu fissile et 34 g d'U₅. Elles sont placées dans un râtelier massif en AG1 (Fig.1 - photo 1.) assurant un bon refroidissement, qui peut en contenir 116 soit environ

3 assemblages ($3 \times 37 = 111$). Chaque râtelier est enfermé dans une boîte en AG 3 (Fig. 1 - Photo 1) de 2,5 mm d'épaisseur, soudée en cellule par écrasement à froid. Des essais ont montré que cette fermeture restait étanche sous une pression interne de 3 bars, mais elle n'est pas contrôlée systématiquement. Elle n'intervient pas dans l'analyse du confinement de l'emballage, bien qu'elle apporte évidemment une sécurité supplémentaire, et a surtout pour but d'éviter la contamination de la cellule de chargement ou de déchargement.

Trois de ces boîtes sont introduites dans les 3 alvéoles d'un emballage du type IU 07 dénommé Rapsodie 3 alvéoles (Fig. 2 - photo 2). Chaque alvéole, gainé de 10 mm d'inox, est situé à l'intérieur d'un bloc de plomb de 900 mm de diamètre (épaisseur minimum 211 mm de Pb) et fermé par un bouchon de plomb gainé inox de 225 mm d'épaisseur (Pb). Les 3 bouchons sont maintenus en place par un couvercle d'acier inoxydable de 20 mm d'épaisseur moyenne fixé par 12 vis de 16 mm.

L'étanchéité est double, elle est assurée par un 1^{er} joint torique sur chacun des bouchons et par un 2^o sur le couvercle.

Ce couvercle est recouvert d'un capot constitué par deux fonds bombés en acier A 42 de 6 mm d'épaisseur entre lesquels se trouvent 59 mm d'isolant thermique.

Le corps de l'emballage est constitué de deux tôles concentriques en acier A 42 ayant 6 mm à l'extérieur et 26 à l'intérieur, entre lesquelles on a placé 33 mm de calorifuge .

Le poids total à vide (sans châssis ni ridoirs d'arrimage) est de 8,5 tonnes.

Les dimensions hors tout sont : 1,385 m de hauteur,

1,330 m de diamètre.

Depuis l'augmentation de puissance du réacteur, de nouveaux assemblages ont été mis en service ; ils contiennent 61 aiguilles qui sont à la fois plus longues (532 au lieu de 485) et plus fines (5,1 mm sans fil espaceur et 5,92 avec).

Le même emballage et les mêmes boîtes sont utilisées ; seul le râtelier est différent ; sa hauteur utile est de 517 mm (au lieu de 470) et sa longueur hors tout de 651 (contre 545 mm) ; il contient 152 trous au lieu de 116.

La quantité de matière fissile par aiguille est de 10 g de Pu et de 25 g d'U 235.

Les puissances autorisées pour ces deux sortes d'aiguilles doivent permettre de ne pas dépasser 1600 W, soit 4,8 W/aiguille pour le 1^{er} type et 3,5 pour le 2^o, ce qui correspond à des durées de désactivation de l'ordre de 100 jours.

Les emballages sont toujours manipulés verticalement. Ils sont placés en-dessous des cellules de chargement ou de déchargement après que l'on ait enlevé le capot et le couvercle. Le bouchon de cellule et le bouchon de l'alvéole sont remontés à l'intérieur de la cellule. Le déchargement des 3 alvéoles nécessite une rotation de 120° de l'emballage (après remise en place à chaque fois des 2 bouchons) Aucune étanchéité particulière n'est assurée entre emballage et cellules ; les cellules de chargement et de déchargement sont en effet séparées des autres (démantèlement et dissolution) et l'on n'y manipule que des boîtes qui ne sont pas contaminées.

Ce système, assez particulier, complique évidemment l'agencement et le prix des cellules ; par contre, il simplifie grandement les manoeuvres et évite toute contamination. Pour le réacteur Phénix où - du moins au début - les assemblages seront démantelés, on ne disposera pas d'une cellule de chargement non contaminée et il a fallu prévoir une étanchéité entre la cellule et l'emballage, étanchéité réalisée avant enlèvement du couvercle.

AIGUILLES RUPTEES OU TRONÇONNEES

Elles sont envoyées d'abord au laboratoire RM II de Fontenay-aux-Roses pour examen puis à l'atelier de La Hague. Initialement, il a été décidé de transporter toutes ces aiguilles dans un conteneur étanche. Le système décrit précédemment a été conservé, mais le râtelier contenu dans la boîte est un râtelier dit allégé, constitué par 4 disques d'aluminium soudés sur une tige centrale et percés d'un certain nombre de trous (30 ou 36) (Fig. 3).

Les conteneurs (Fig. 4) dont les diamètres utiles peuvent varier de 10 à 14 mm et la hauteur utile de 488 à 817 sont en inox et fermés par un bouchon vissé, comportent en son centre une empreinte pour clé à 6 pans.

L'emballage est construit sur le même principe que le précédent, mais naturellement avec un seul alvéole au lieu de 3. L'épaisseur latérale de plomb, constant est de 220 mm et la "capacité calorifique" (compte tenu des températures) peut atteindre 1080 W. La différence principale provient d'une tôle unique extérieure de 10 mm et de l'utilisation de plâtre comme isolant thermique.

Les deux types IL 24 et IL 25 ne diffèrent entre eux que par la hauteur (et le poids) :

	<u>IL 24</u>	<u>IL 25</u>
Hauteur utile	710 mm	910 mm
Hauteur totale	1496 mm	1697 mm
Poids	3800 kg	4500 kg

et par le fait que la tôle du 2° est en inox ce qui permet de la descendre dans une piscine sans crainte de corrosion.

Il est apparu rapidement que l'utilisation des conteneurs était dans certains cas un luxe inutile à la fois du point de vue sécurité et du point de vue utilisation pratique. D'une part, les tests figurant l'accident ont montré qu'il ne pouvait y avoir d'entrée d'eau à l'intérieur de l'emballage ; d'autre part, l'expérience a montré que les aiguilles dont la gaine n'avait subi que des dommages faibles (rupture de gaine normale) ne présentent aucun risque de dispersion du combustible. Aussi n'utilisons nous les conteneurs que pour des aiguilles tronçonnées ou gravement endommagées lorsque le combustible risque de s'échapper de la gaine.

Dans certains cas particuliers, le transport des aiguilles peut se faire avec des emballages des types IL 19 - 20 - 21 - 22 (Fig. 7 - 8 - 9 et photos 7 - 8 - 9) qui ont tous les caractéristiques suivantes :

- 1 alvéole avec porte échantillon manoeuvrable par ringard
- Déchargement horizontal
- Fermeture par vis guillotine
- Epaisseur de plomb : 240 mm

emballages du type de ceux couramment utilisés sur les cellules d'examen. Les 3 derniers ne diffèrent d'ailleurs que par leur longueur et leur poids.

ELEMENTS FERTILES

Ils posent peu de problèmes car ils contiennent beaucoup moins d'activité que les éléments combustibles proprement dits. Nous avons utilisé un emballage existant, construit pour les combustibles gaz graphite.

III - MODE DE TRANSPORT

Les emballages précédents, vu leur poids qui ne dépasse pas 20 tonnes,

peuvent tous être transportés indifféremment par route ou par fer. La deuxième solution est moins rapide, mais malgré des transports terminaux routiers - car ni Cadarache ni La Hague ne sont embranchés - elle s'avère plus économique.

IV - CONCLUSION

Plusieurs milliers d'aiguilles fortement irradiées ont été transportées, pratiquement d'un bout à l'autre de la France sans aucun problème et bien entendu sans accident, ni même d'incident. Il faut toutefois être conscient que les conditions de ces transports sont assez différentes de celles que l'on aura à observer pour des combustibles irradiés dans des réacteurs commerciaux. Pour résoudre à la fois les problèmes de criticité et de température, on sera amené à transporter des assemblages dans du sodium, matière classée dangereuse. L'évacuation des calories nécessitera sans doute, comme pour les emballages de combustibles à eau légère, des systèmes de refroidissement artificiels. La présence de sodium, d'une matière fissile de grande toxicité et la possibilité, en cas d'accident, d'arrêt du refroidissement impose sur le confinement des précautions encore plus sévères que pour les combustibles des centrales gaz graphite ou à eau légère. Mais ces précautions seront sans doute plus faciles à respecter car il ne semble pas que l'intérêt de disposer d'emballages de très grande capacité soit aussi puissant que pour ces derniers.

DESIGNATION

dit Aménagement pour aiguilles fissiles Rapsodie (Saines)

FORME Cylindrique

MASSE 20,485 Kg

VOLUME

COMPLETE IU.07

Detenteurs	Nombre

Fabricants	Nombre	date
AA-138 :Desmouceaux		
AA-139 :GFR/CEN/Ca		

OBSERVATIONS

116 trous \varnothing 9,5

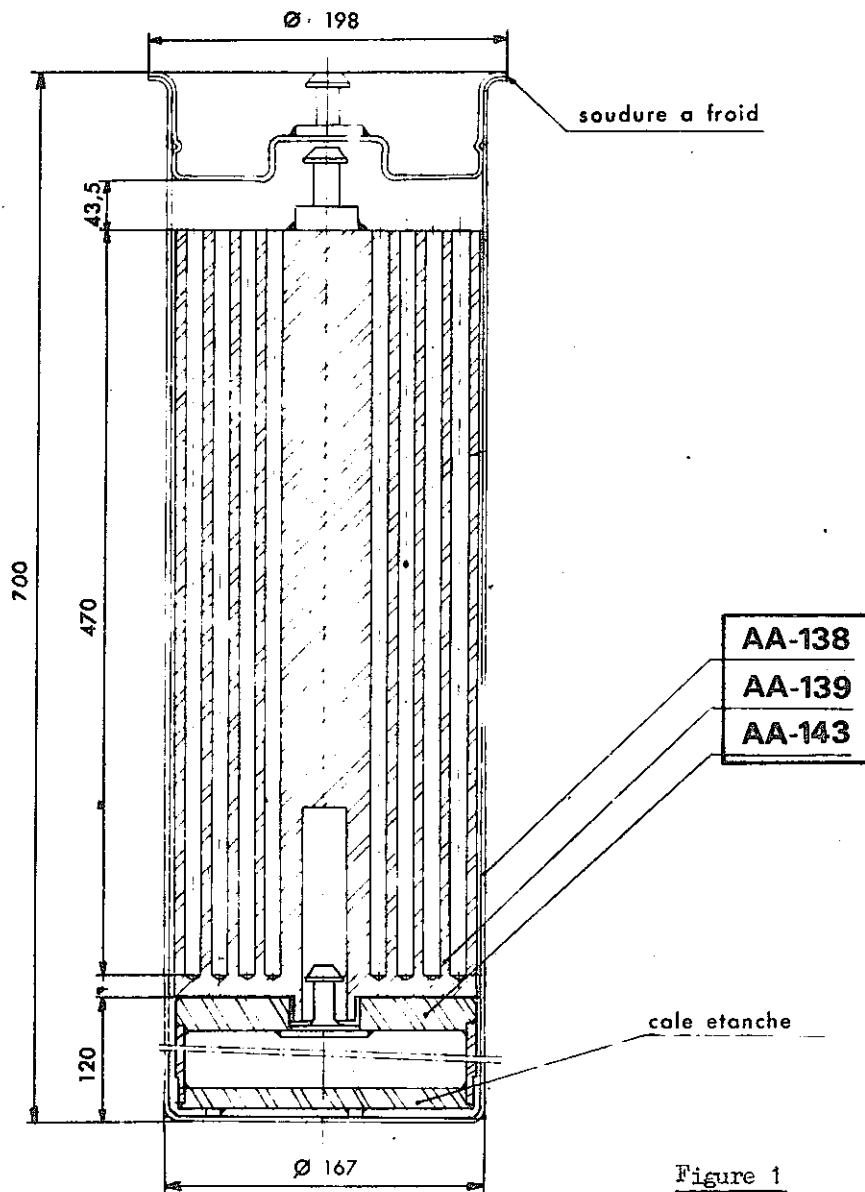


Figure 1

AA-55

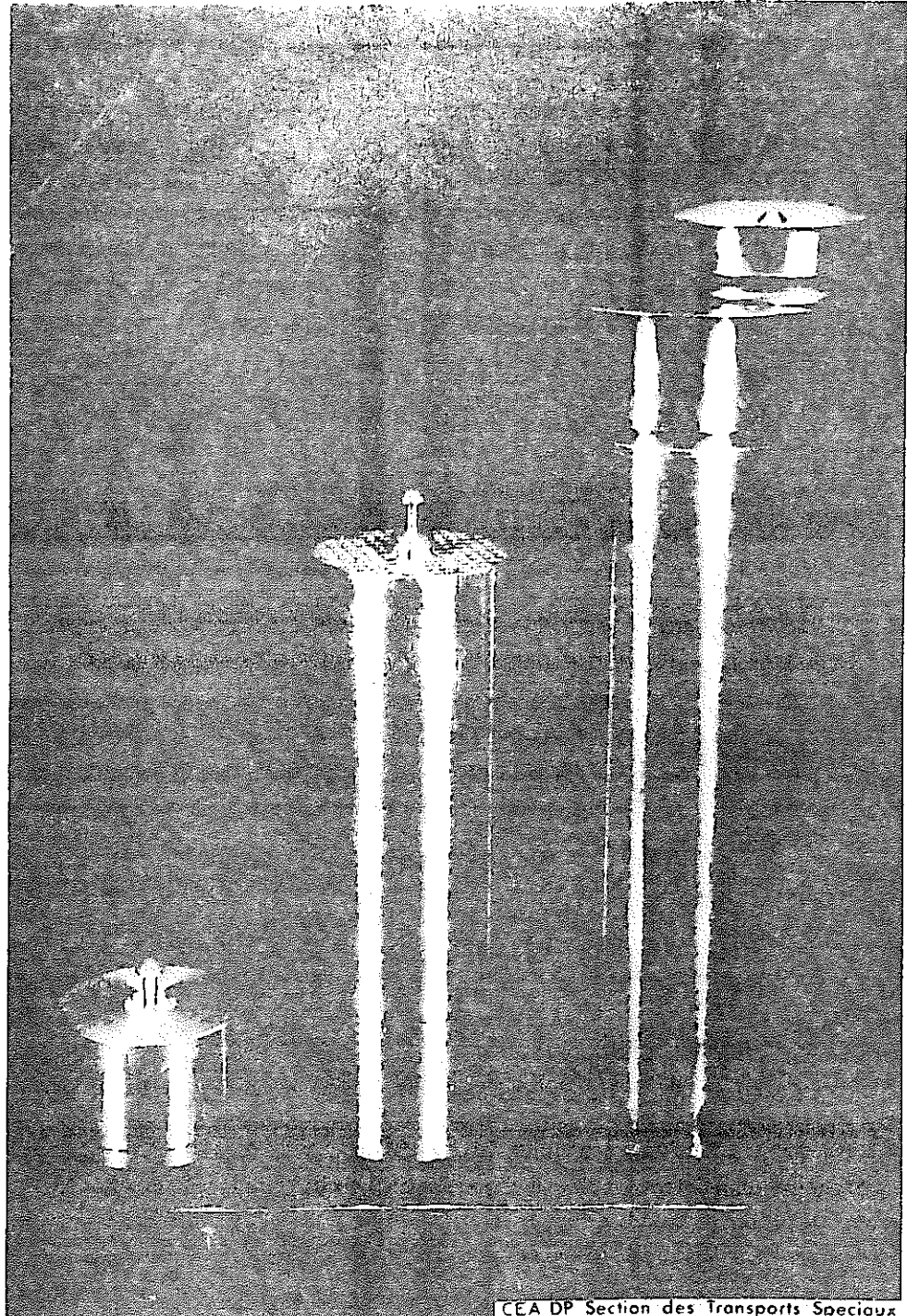
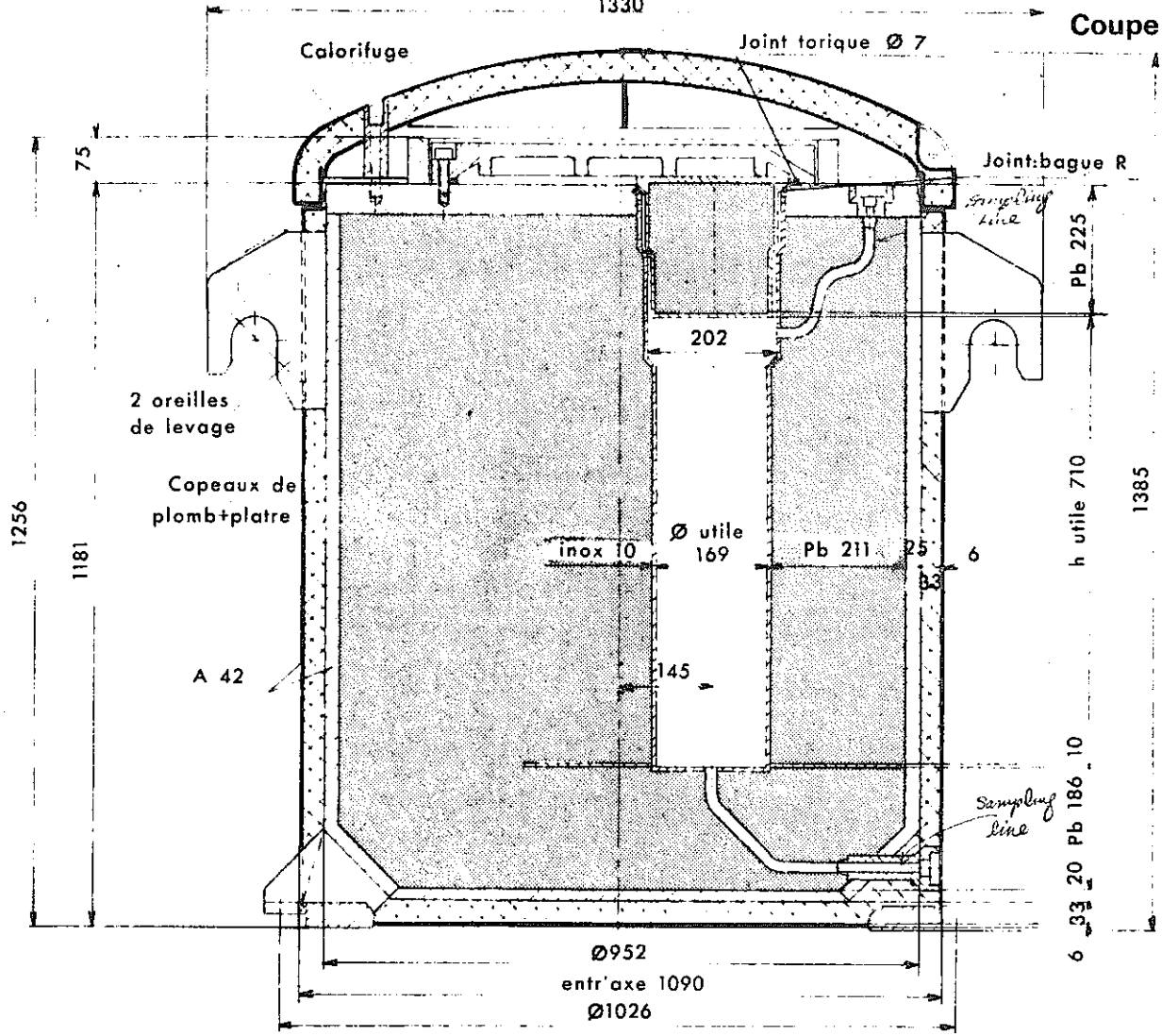


Photo 1

IU.07

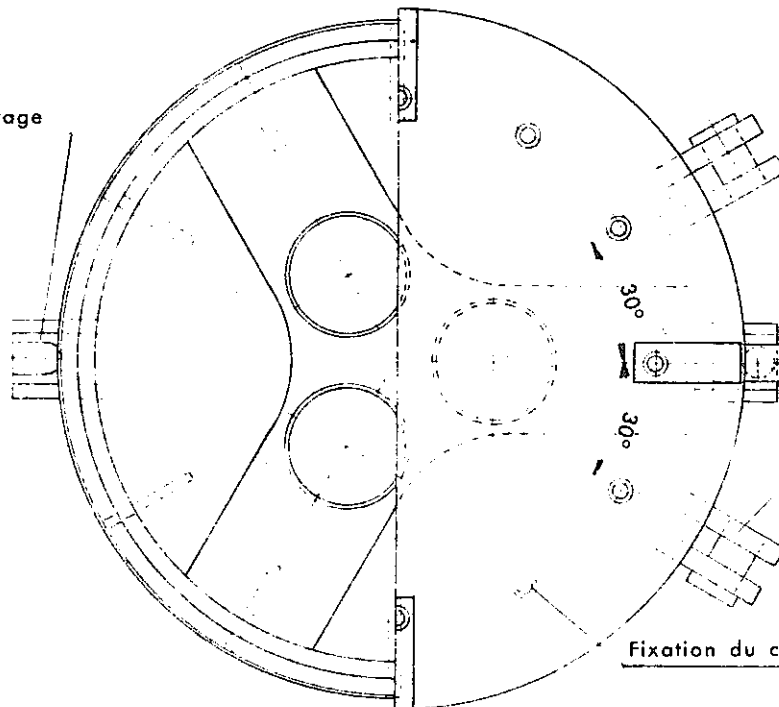
1330

Coupe A-A



2 pottes de centrage

A ↑

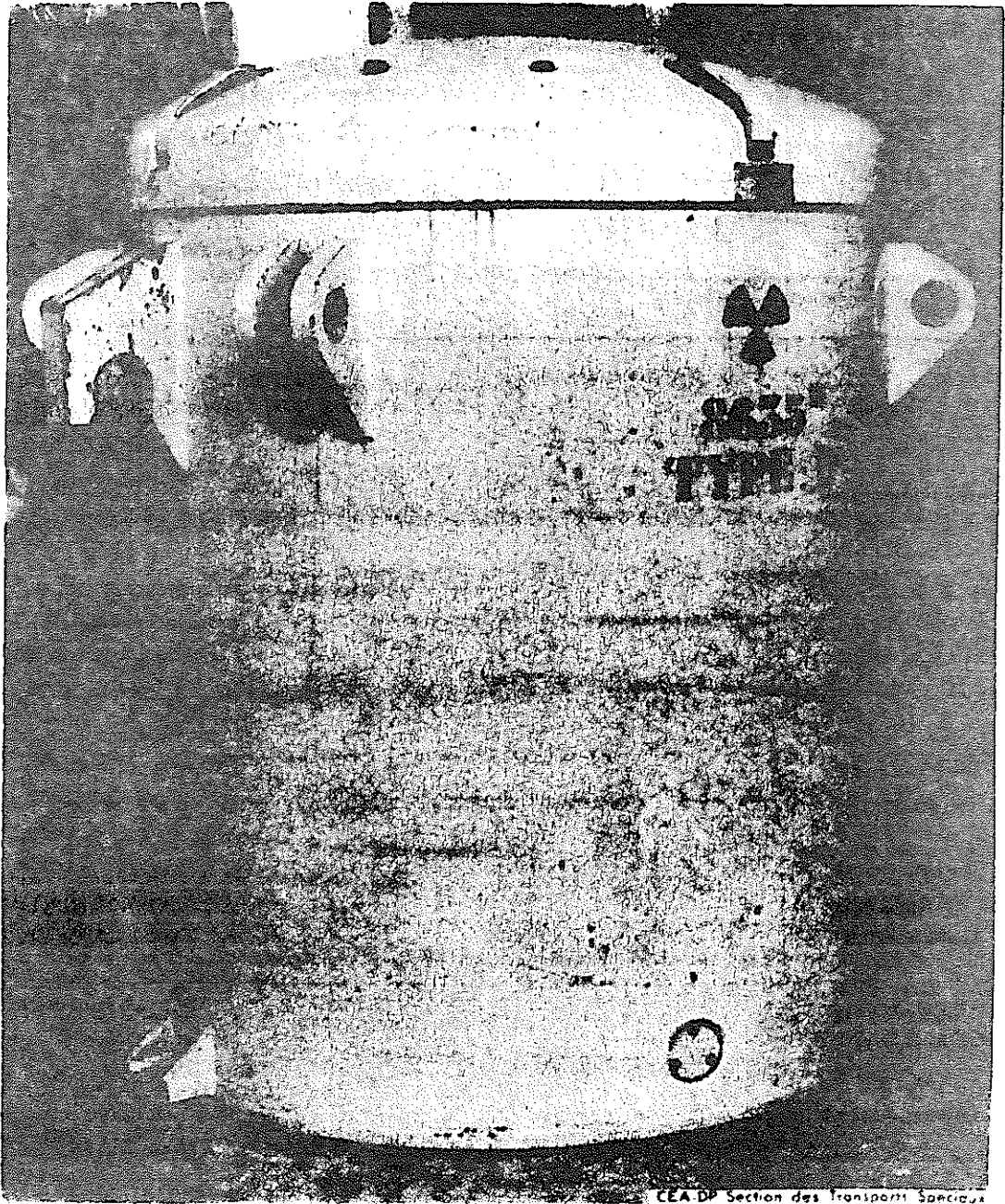


4 chapes d'arrimage
axe Ø 60 A 48

Fixation du couvercle par 12 vis Ø 16

Figure 2

IU-07

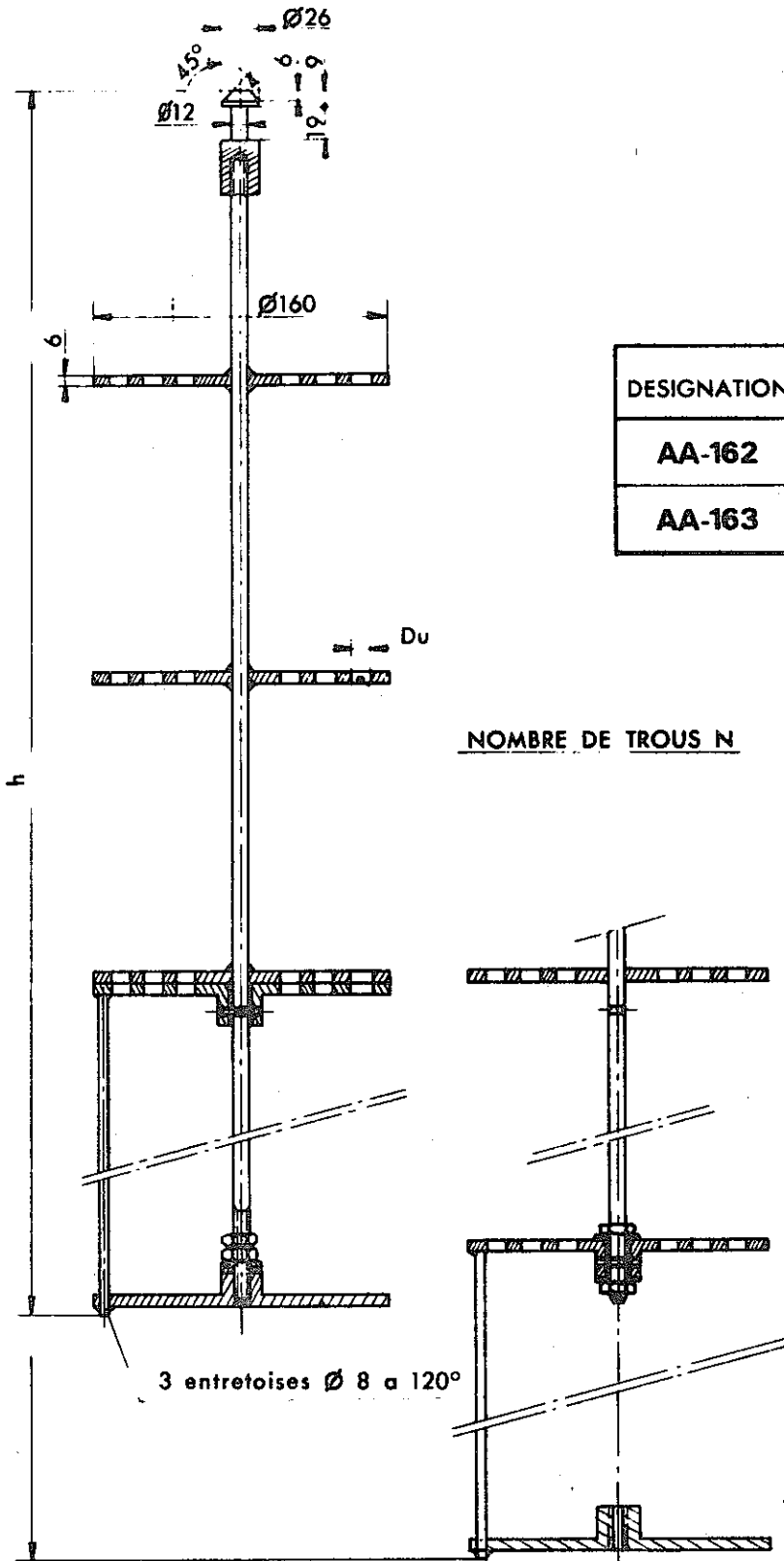


CEA-DR Section des Transports Spéciaux

Photo 2

AA-162 AA-163

dits rateliers allèges pour aiguilles fissiles du réacteur RAPSODIE



DESIGNATION	Du	N	h	Poids	N° de plan
AA-162	15	36	650	5,5 kg	STS D.79.0
AA-163	20	30	850	5,3 kg	

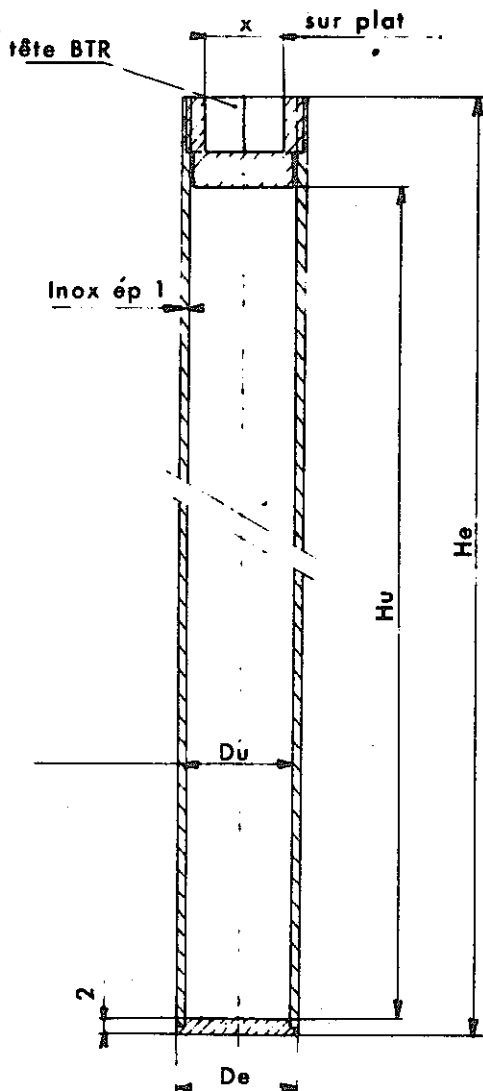
NOMBRE DE TROUS N

Figure 3

IL-25

AA-141 AA-148 AA-153 AA-156 AA-159

dit etuis pour aiguilles tronconnees du reacteur RAPSODIE

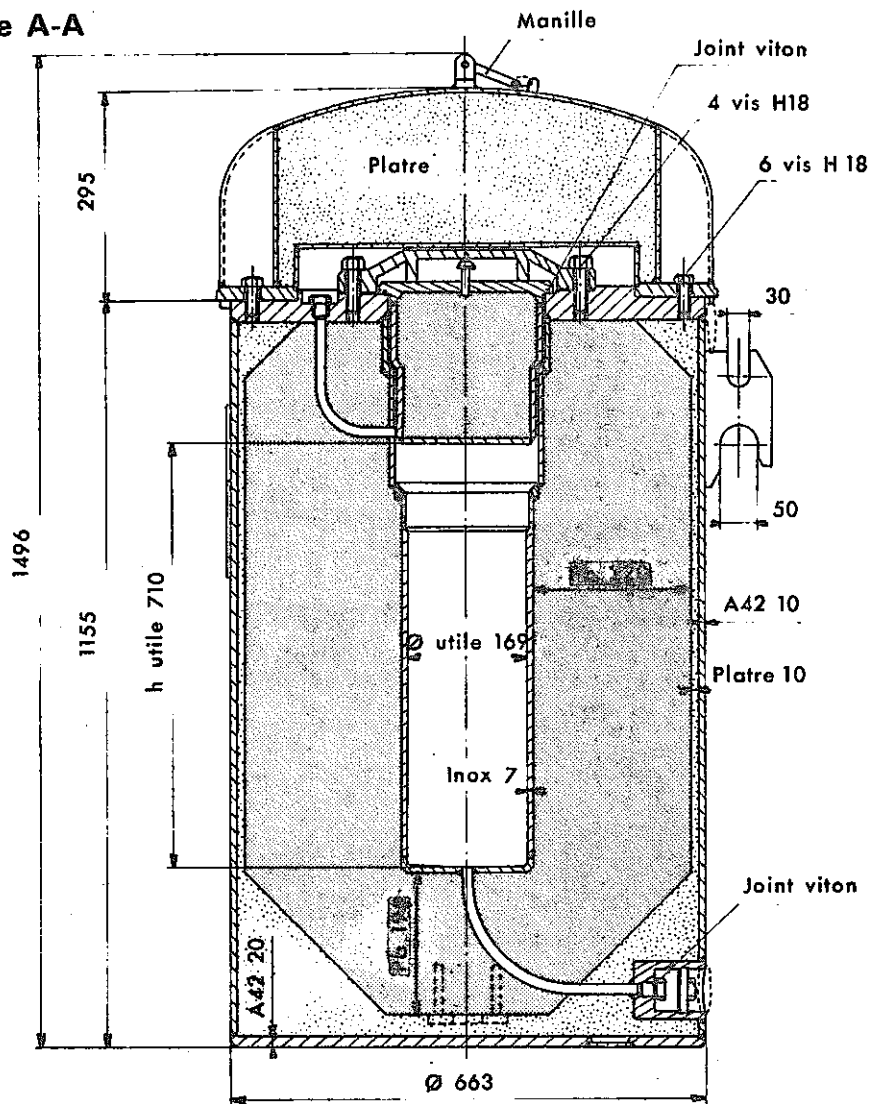


REFERENCE	DIMENSIONS ETUI					POIDS	N° DE PLAN
	Du	Hu	De	He	x		
AA-141	10	488	12	500	8	140 g	592RAM 1008 2.2
AA-148	12	646	14	655	8	215 g	ACB J.183.00.15
AA-156	10	535	12	544	6	155 g	ACB J.183.00.27
AA-159	12	813	14	822	8	270 g	ACB J.183.00.18
AA-153	14	817	16	828	8	310 g	ACB J.183.00.08

Figure 4

IL-24

Coupe A-A



Vue suivant F

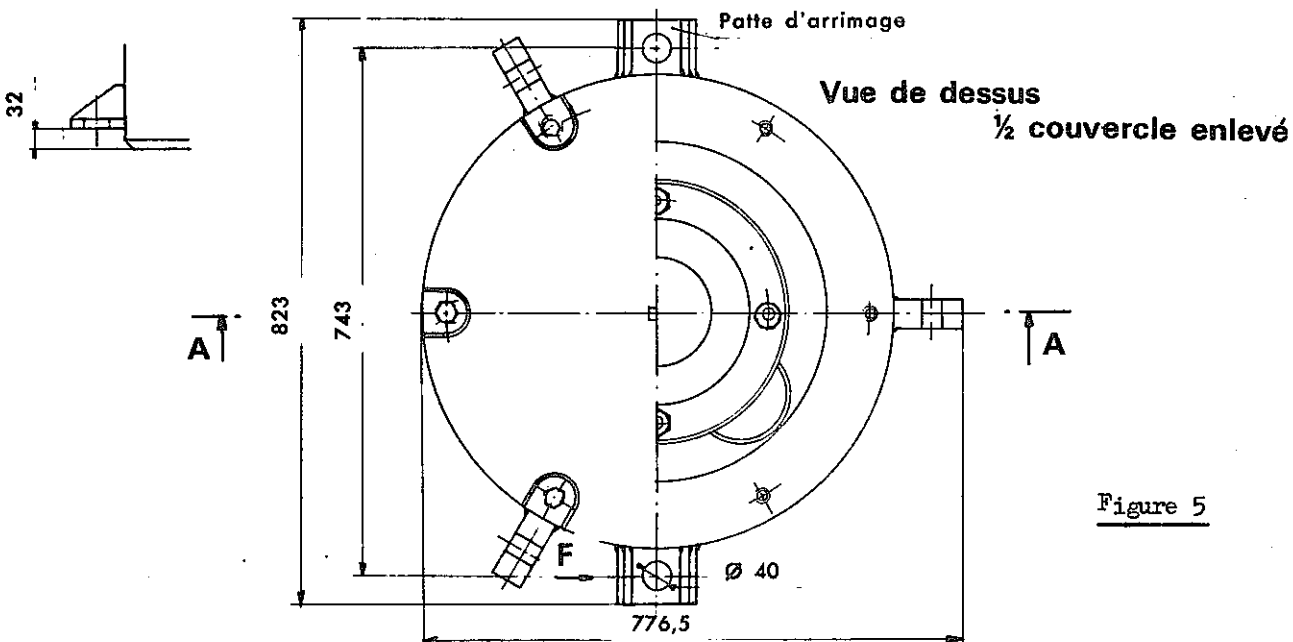
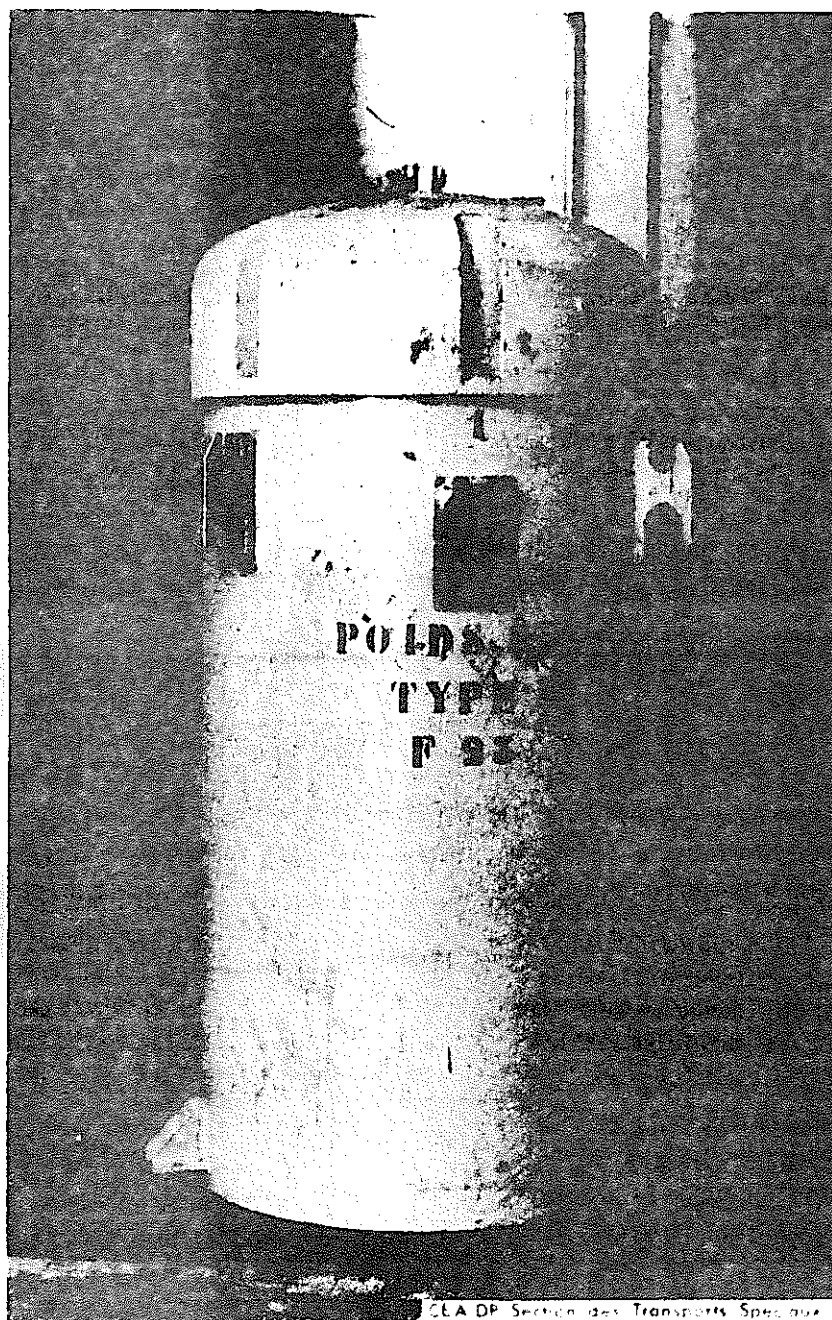


Figure 5

IL-24

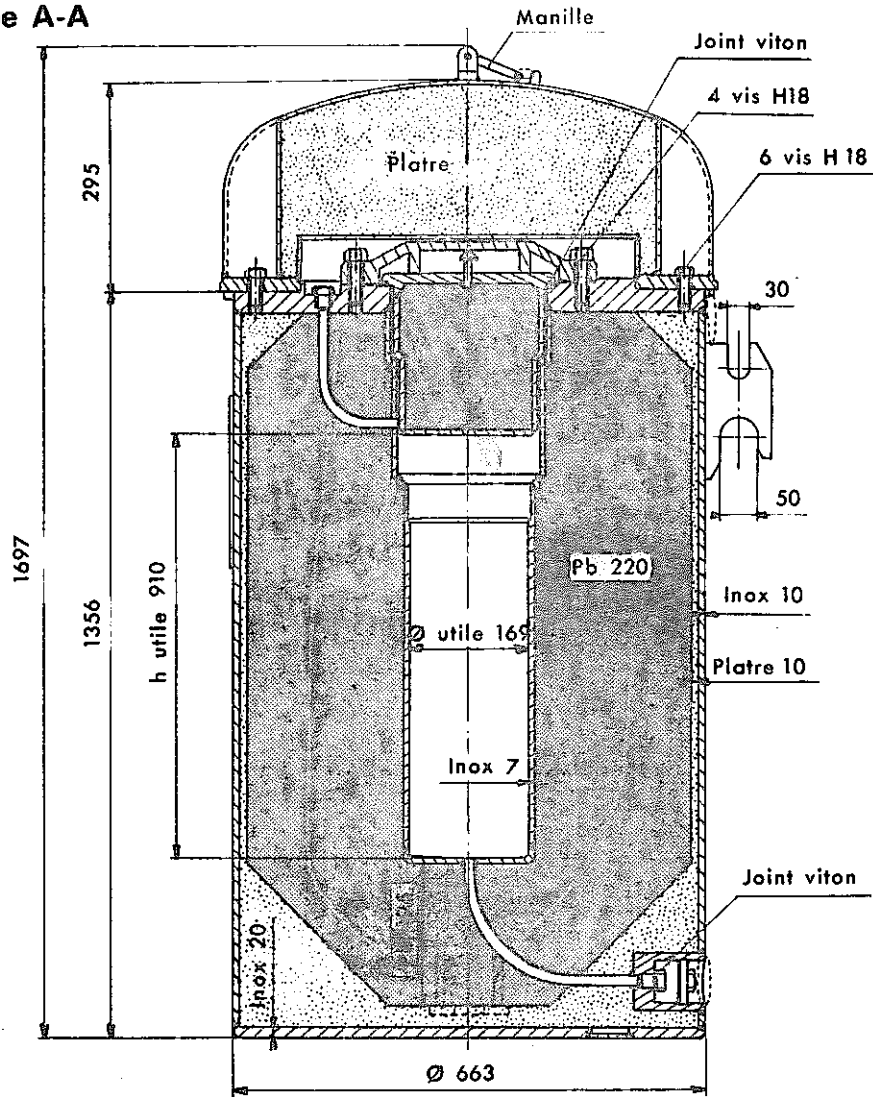


CEA DP Section des Transports Spéciaux

Photo 5

IL.25

Coupe A-A



Vue suivant F

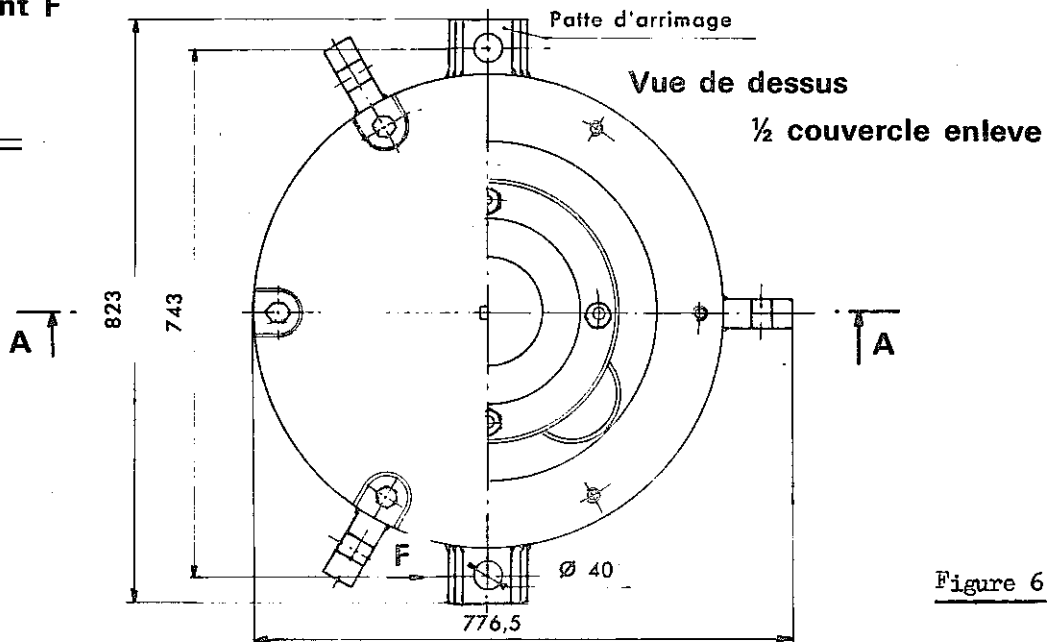
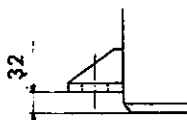


Figure 6

D'après plan SLPI 8262-00

IL-25

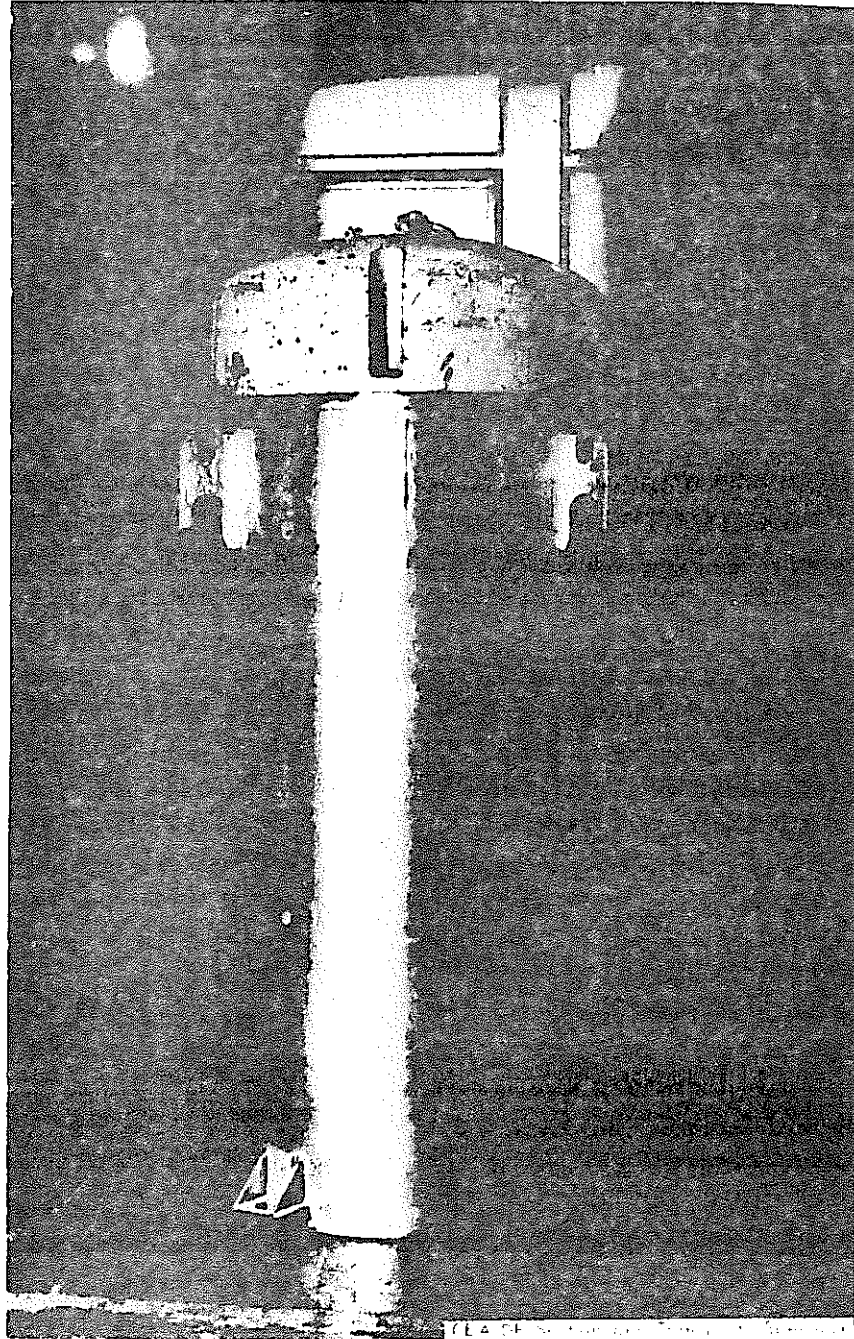
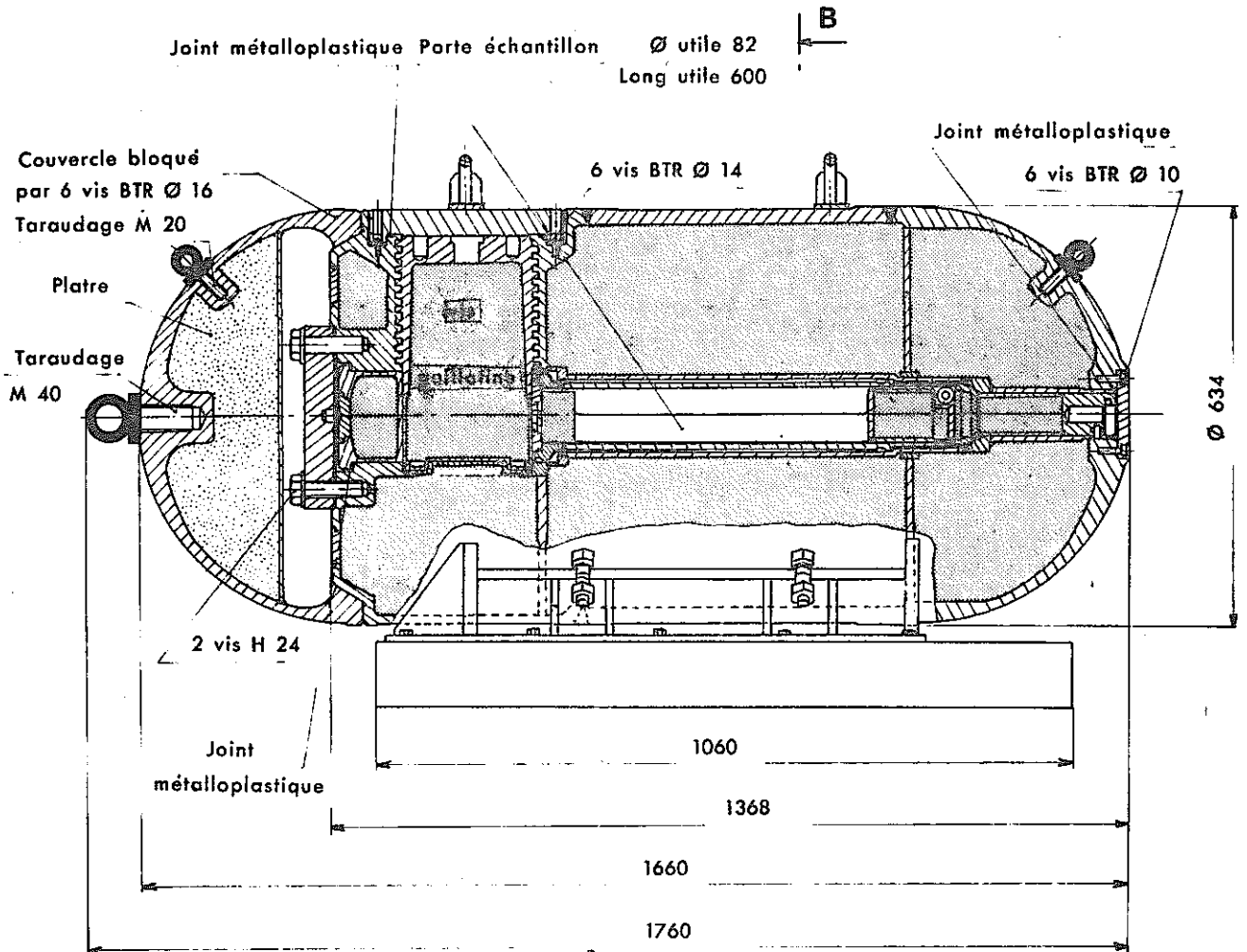


Photo 6

IL-19

Coupe A-A



Coupe B-B

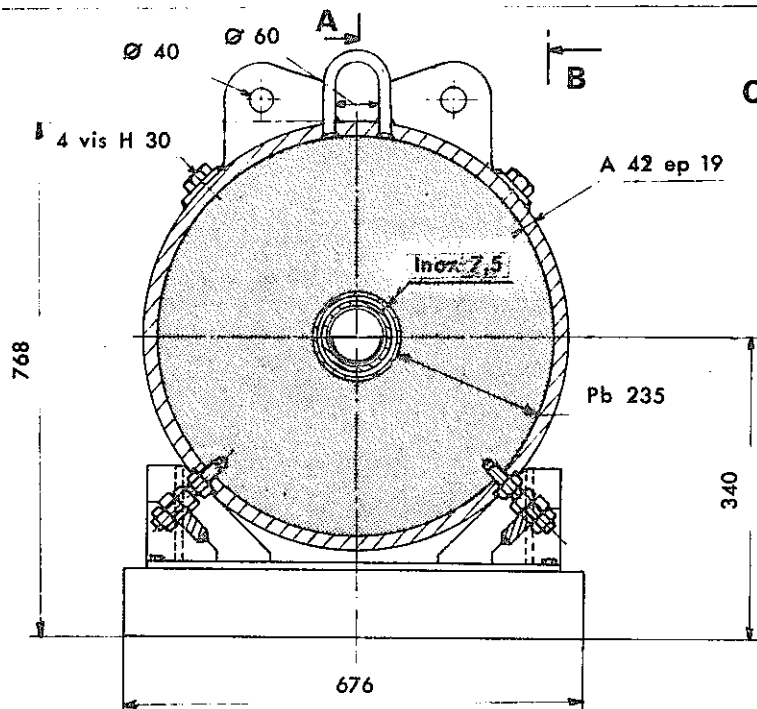
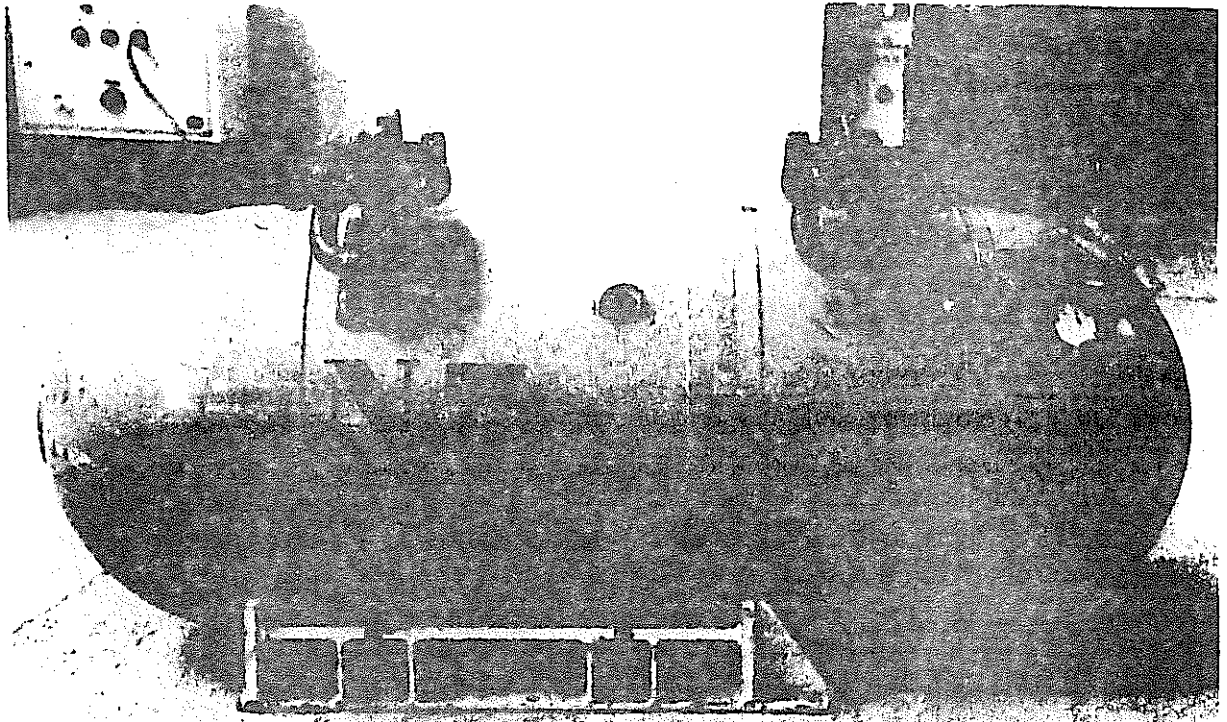
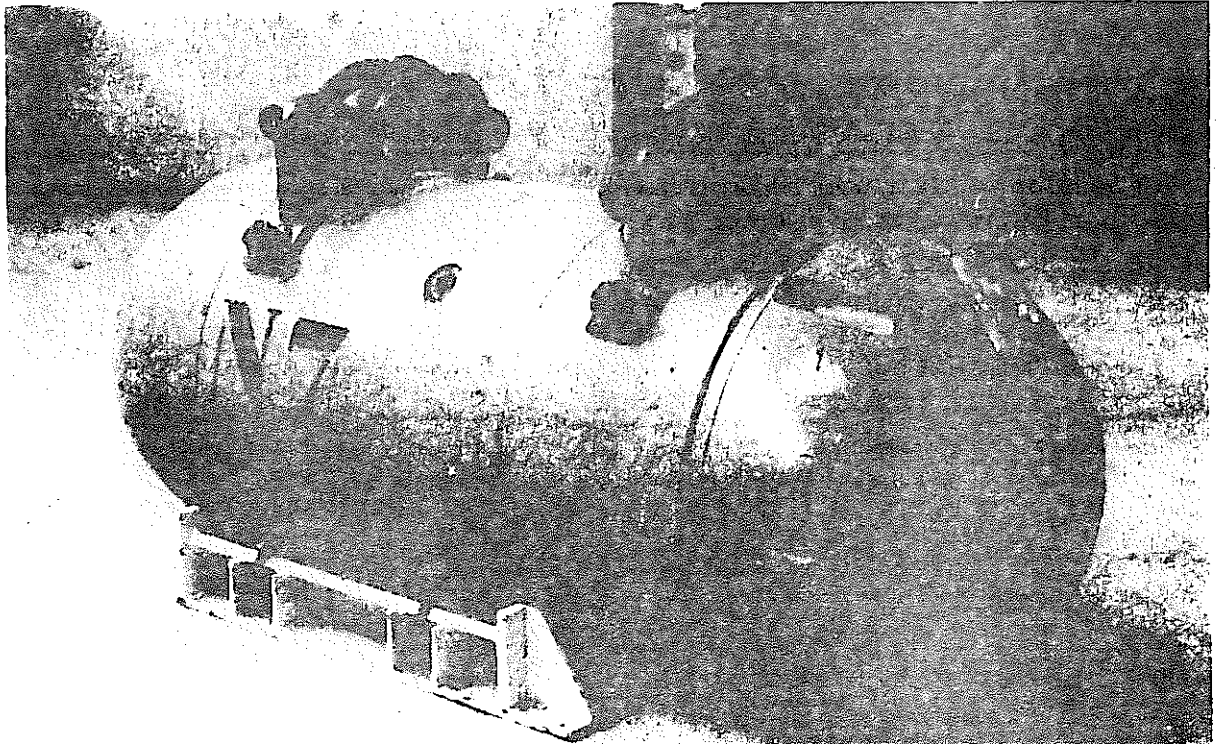


Figure 7

IL-19

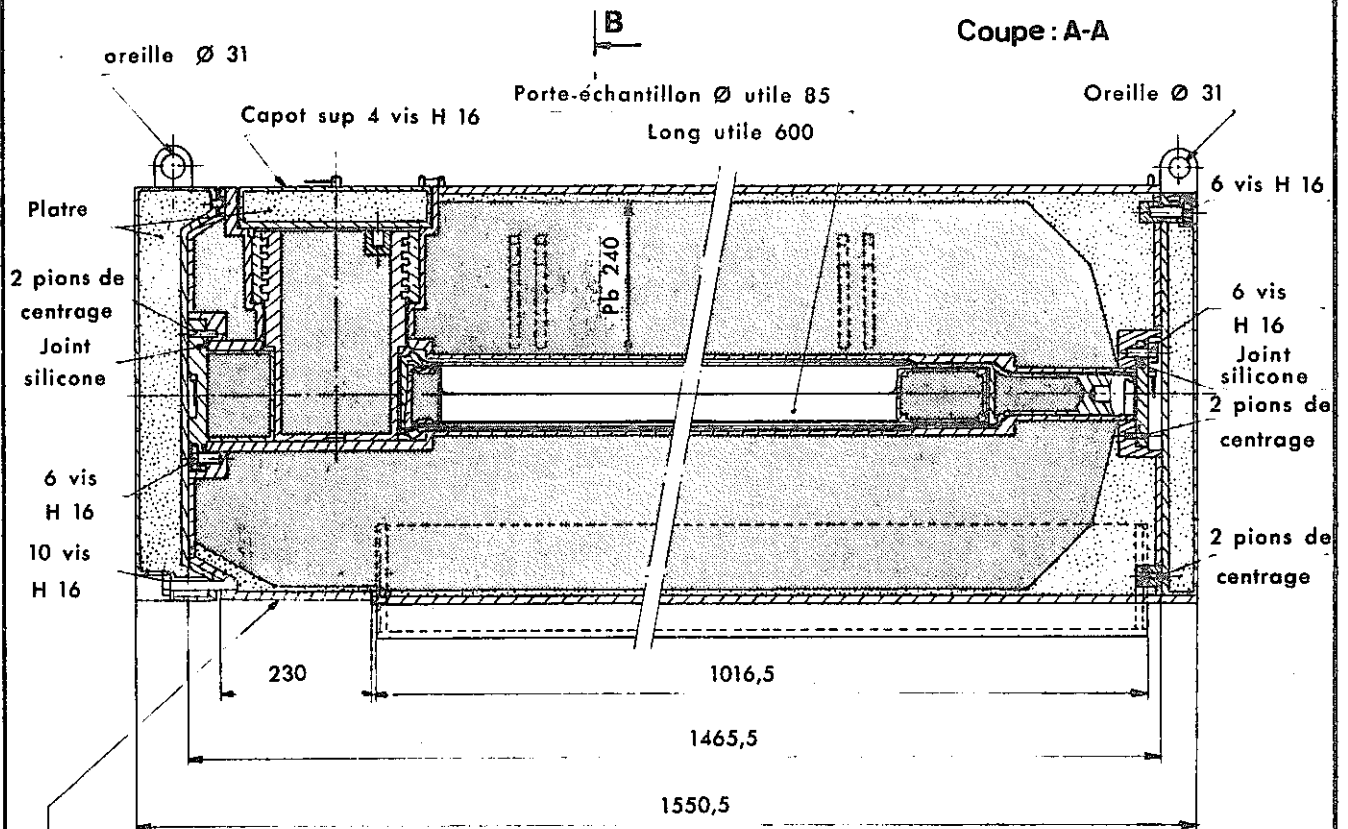


CEA-DR Section des Transports Speciaux



CEA DR Section des Transports Speciaux

IL-20



Centrage pour cellule Ø 630

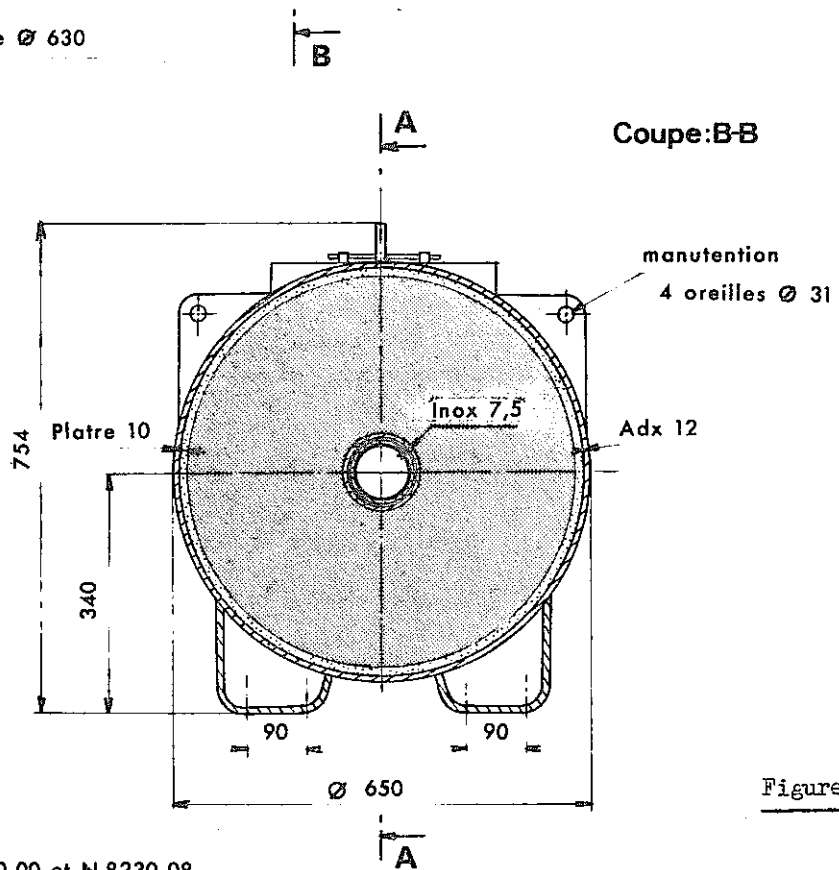
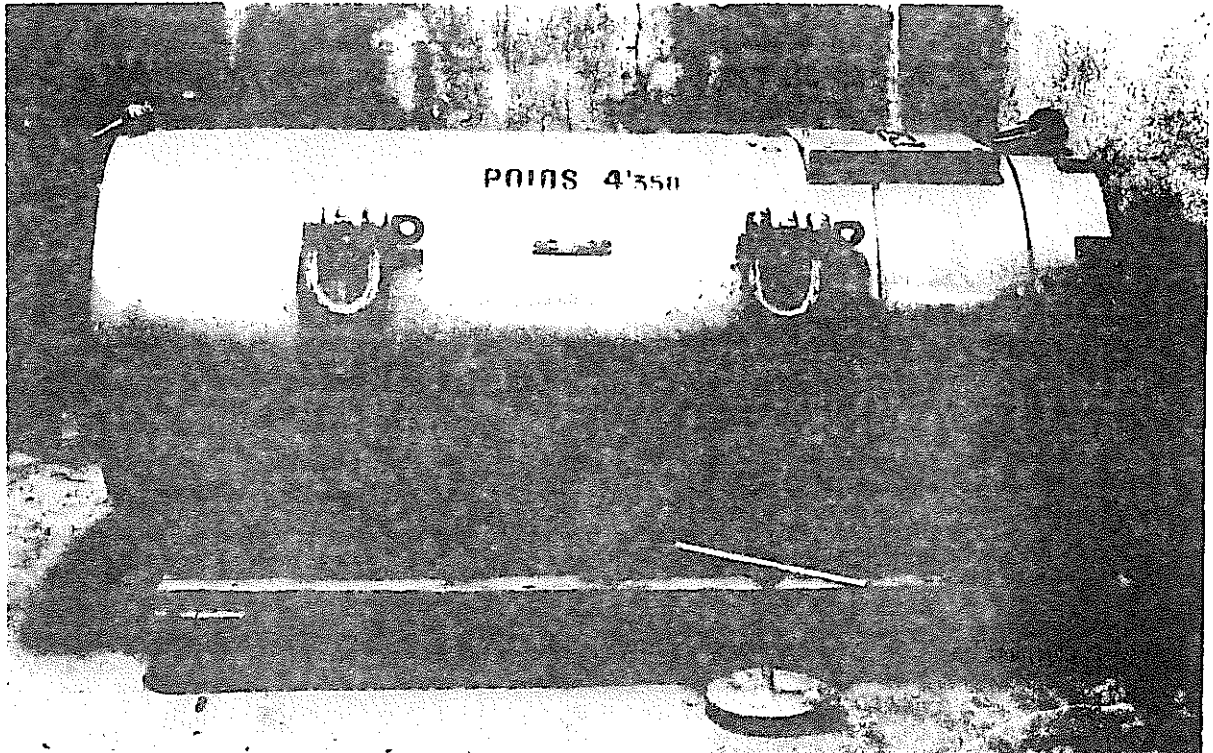


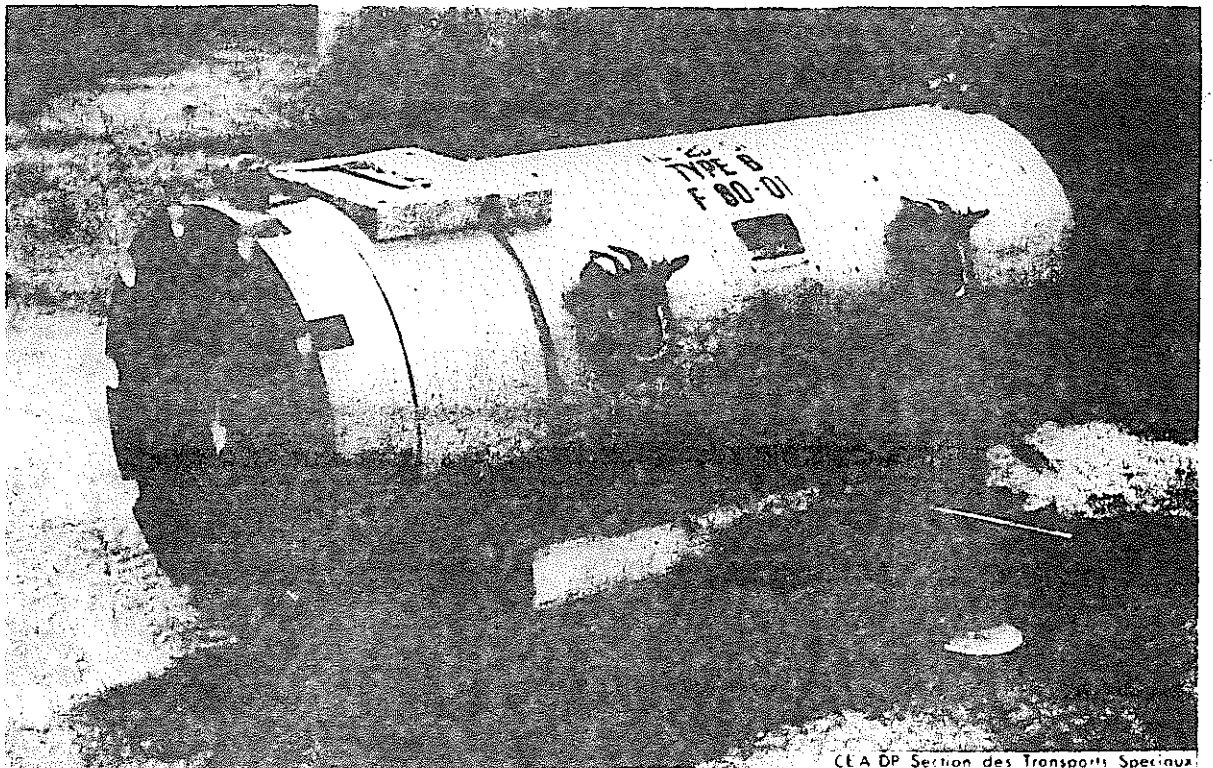
Figure 8

D'après plan SLPI N 8230-00 et N.8230-08

IL-20



CEA DP Section des Transports Speciaux



CEA DP Section des Transports Speciaux

IL-22

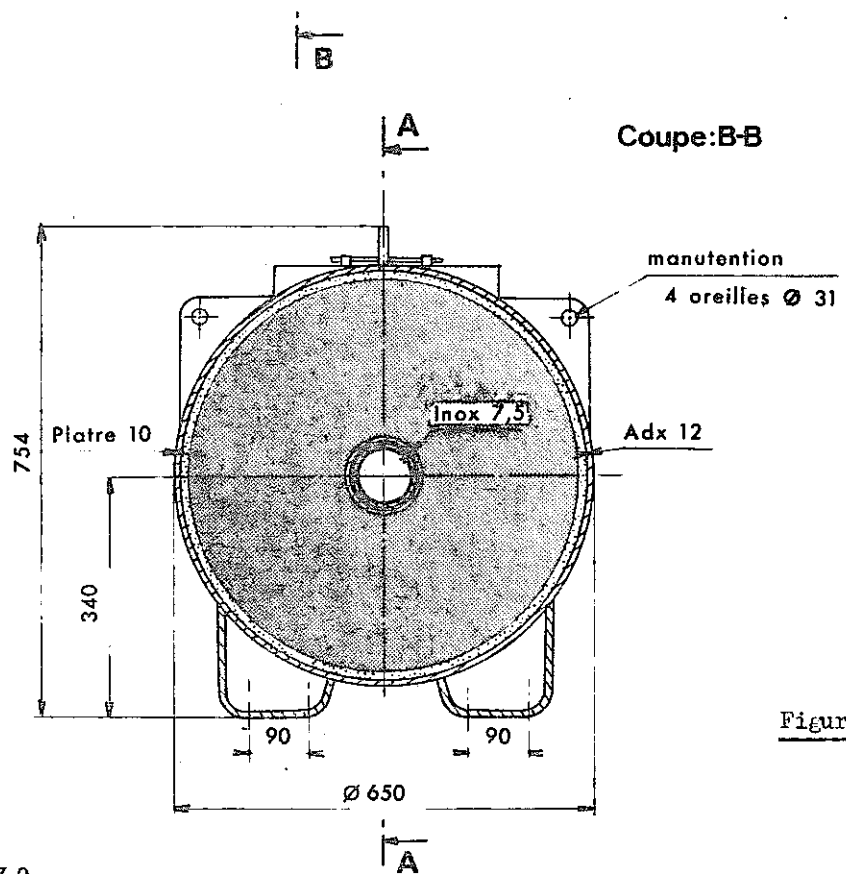
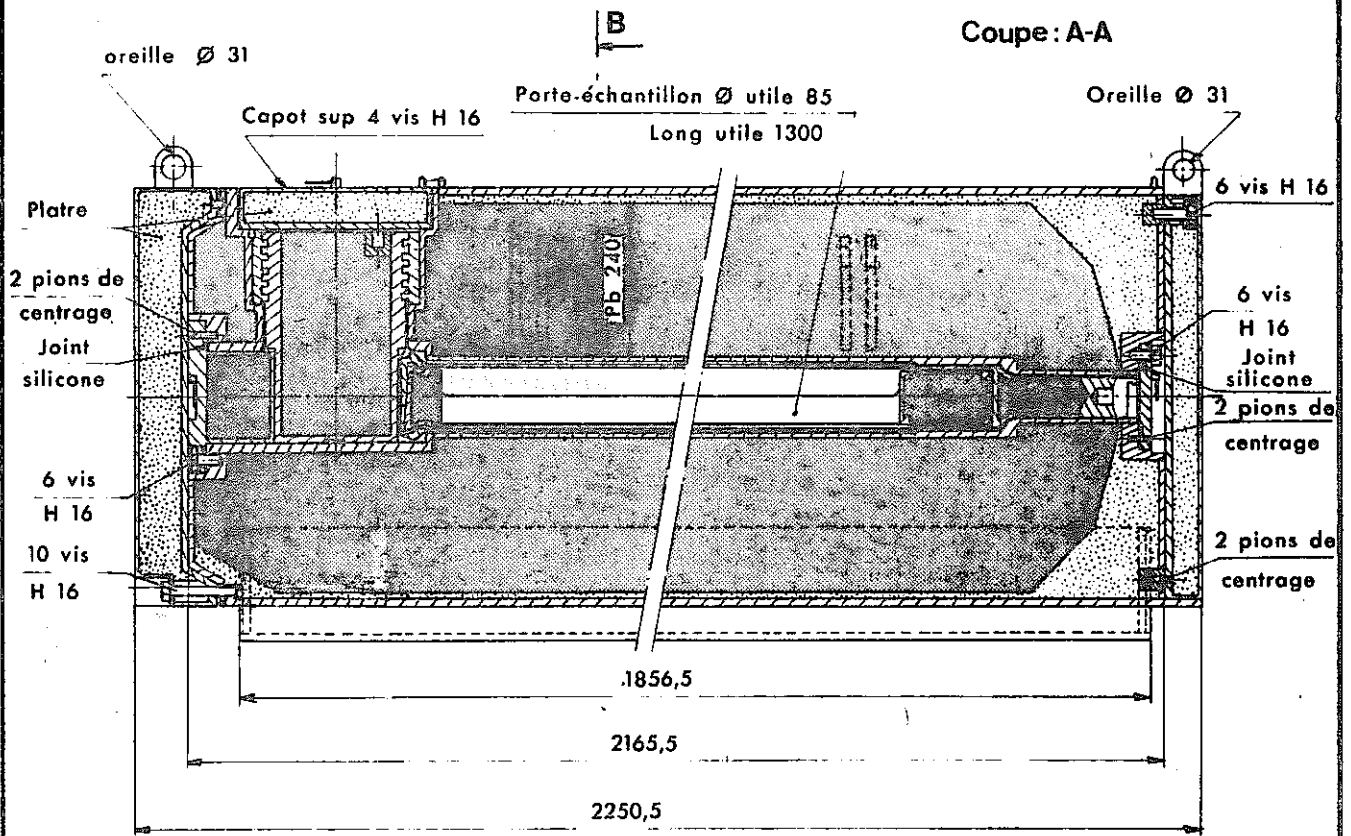
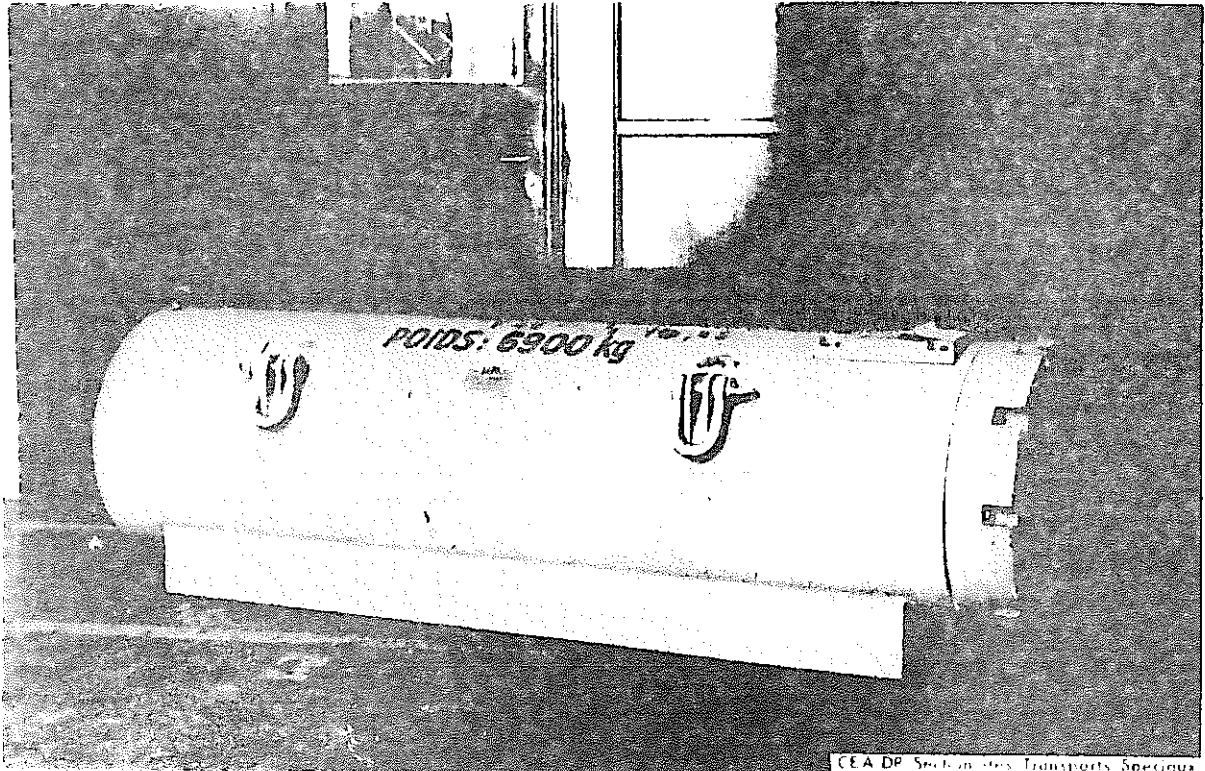


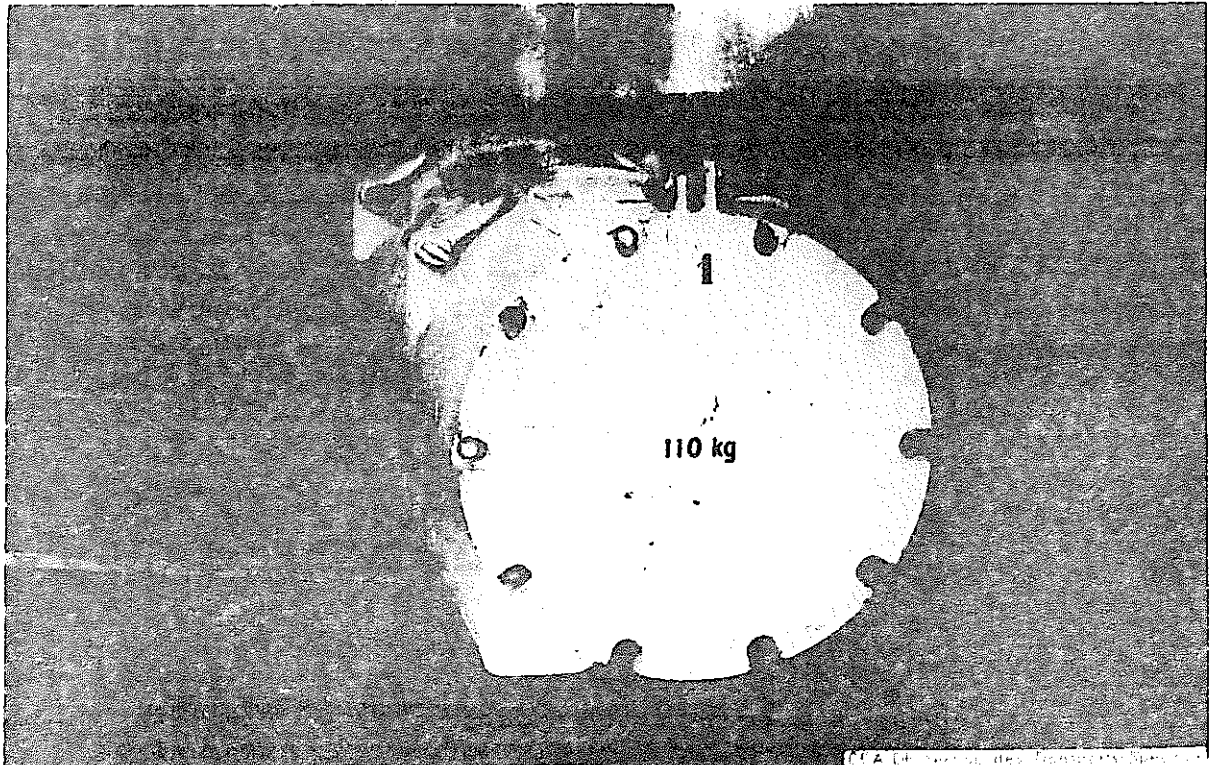
Figure 9

D'après plan SLPI N 7157-0

IL-22



CEA DP Section des Transports Spéciaux



CEA DP Section des Transports Spéciaux

Photo 9

REUNION DE SPECIALISTES SUR LE TRANSPORT
DES COMBUSTIBLES IRRADIES DES REACTEURS RAPIDES

Sommaire d'une étude se rapportant au sujet 3.1

Problèmes de conception des emballages servant au
transport entre la Centrale et l'Usine

1 - OBJECTIF

Nous devons tout d'abord estimer quelle est la diminution du prix du kwh apportée par une réduction globale de la durée du cycle de combustible, quelle que soit la cause de cette réduction. Cette diminution constitue la justification économique de l'étude.

Dans le cadre de cette étude, la réduction de durée peut être obtenue :

- par un début de transport plus hâtif

Cela implique le transport d'assemblages à une puissance résiduelle élevée, et le retraitement de ces assemblages à une puissance légèrement inférieure. Toute butée sur la puissance admissible au retraitement annule l'intérêt d'un transport à une puissance supérieure à cette butée.

- par une durée de transport réduite

Cela implique des rotations rapides des châteaux de transport entre l'usine de retraitement et les centrales, un parc de châteaux suffisant, une cadence élevée de chargement et déchargement des châteaux, et une cadence de retraitement équivalente à la cadence de transport. Toute butée sur la cadence de retraitement peut diminuer notablement l'intérêt d'un transport à une cadence supérieure à cette butée.

2 - CADRE DE L'ETUDE

L'examen des différents problèmes a été effectué en se plaçant dans le cadre du développement d'un parc de centrales de taille unitaire 1200 Mwe.

D'autre part, on adopte les hypothèses suivantes :

a) Réduction des installations sur le site de la centrale, donc :

- transport des assemblages entiers (seul le pied peut éventuellement être tronçonné, mais ce paramètre n'intervient pas à ce stade de l'étude) ;

- capacité de stockage, côté centrale, dont le volume ne doit pas être influencé par la cadence de transport ;

- nettoyage sommaire des assemblages par soufflage, seul envisagé.

b) Simplification de la conception du château de transport

Dans ce but, nous avons délibérément exclu toute solution où le refroidissement des assemblages était assuré par circulation forcée d'un fluide. Nous imposons une température limite de 650°C sur la

gaine de l'aiguille centrale. Il faut cependant remarquer que l'on doit envisager, en cas de circulation forcée, l'arrêt de cette circulation. Dans cette hypothèse, nous nous retrouvons dans le cas traité, avec pour seule différence la possibilité d'accepter une température de gaine plus élevée (800°C environ, davantage si l'on admet une destruction du gainage).

3 - JUSTIFICATION ECONOMIQUE

On peut examiner la sensibilité du coût du cycle de combustible à divers facteurs, dont en particulier la durée entre le déchargement des assemblages usés et la fin de leur retraitement. Le calcul, effectué pour des durées variables de 4 à 15 mois, montre que chaque mois gagné sur le cycle de combustible se traduit par un gain de 1,25 % sur le coût de cycle. Le coût du cycle étant estimé à 0,41 c/kwh et en se basant sur un prix total de 2,5 c/kwh, on voit que chaque mois gagné sur le cycle se traduit par un gain d'environ 0,2 % sur le prix du kwh.

La recherche d'un tel gain, relativement faible, ne sera justifiée que si, par un effort technique limité, nous pouvons réduire de façon importante la durée du cycle.

4 - DUREE DU TRANSPORT

Intérêt des châteaux contenant plusieurs assemblages

On peut mettre en évidence l'intérêt des châteaux contenant plusieurs assemblages, transportés par chemin de fer, les centrales et l'usine étant embranchées.

L'optimum semble se situer entre 7 et 10 assemblages par château. En effet, au-delà, le poids du château, avec une protection d'épaisseur constante, dépasse 60 tonnes, et il faut utiliser les transports spéciaux rail, de coût plus élevé. D'autre part, le gain sur le rapport poids château/poids assemblages devient faible.

Ces conclusions sont valables quelles que soient les hypothèses faites sur la désactivation ou la cadence de transport.

Détermination du prix du transport

L'optimum économique (capacité château, nombre de châteaux par train) a été déterminé en fonction du nombre de réacteurs en service, et en envisageant plusieurs cadences d'évacuation. Cette étude fait ressortir une légère supériorité du château 10 assemblages, à l'exception du cas où un seul réacteur est en service. Elle fait également ressortir l'intérêt de disposer de trois châteaux dès la mise en service du premier réacteur.

Nous déterminons ici le prix du transport sans tenir compte pour l'instant du gain apporté par une réduction de la durée du transport. Nous avons résumé, dans le tableau ci-dessous, pour des châteaux 10 assemblages, chargés et déchargés à raison de 1 château/jour, les deux solutions extrêmes :

- la solution à châteaux banalisés, demandant le matériel minimum, où un seul train circule entre les réacteurs en service et l'usine de retraitement. Le prix du transport est minimum, mais la durée du transport augmente avec le nombre de réacteurs en service ;

- la solution à châteaux spécialisés, où l'on affecte trois châteaux à chaque nouveau réacteur. Le prix du transport est plus élevé, mais la durée du transport reste constante, quel que soit le nombre de réacteurs en service.

Le nombre d'assemblages renouvelés annuellement par réacteur est de 180.

Nombre de réacteurs	Châteaux banalisés		Châteaux spécialisés	
	durée du transport (jours)	prix/an (10^3 G)	durée du transport (jours)	prix/an (10^3 F)
1	66	526	66	526
2	117	710	66	850
3	162	860	66	1180
4	216	1010	66	1500
5	256	1150	66	1830

Dès l'instant où plusieurs réacteurs sont en service, une durée de transport réduite ne pourra être obtenue qu'en adoptant la solution à châteaux spécialisés. Encore faut-il démontrer que ce choix est économiquement justifié. Dans le cas de 5 réacteurs, par exemple, le surcoût d'une solution à châteaux spécialisés est de 680.10^3 F/an, qui, ramené au prix du kwh, se traduit par une augmentation de 0,065 %. Or, dans le même temps, la moyenne des gains sur l'immobilisation d'une charge de combustible atteint 3 mois, soit 0,6 % sur le prix du kwh. L'étude complémentaire déjà citée montre que cette conclusion est valable quel que soit le nombre de réacteurs en service.

On peut donc penser que la solution la plus intéressante est :

- châteaux de 10 assemblages ;
- transport par chemin de fer ;
- mise en service de 3 châteaux/réacteur ;
- durée du transport 2,2 mois.

Remarque :

La spécialisation complète des châteaux a l'avantage de garantir le début du transport dès que le combustible déchargé a atteint la désactivation nécessaire. Les arrêts des centrales peuvent donc se faire de façon indépendante, les uns des autres, sans qu'il y ait de répercussion sur la durée du cycle. Si toutefois, des hypothèses pouvaient être faites sur la programmation des arrêts, le même résultat pourrait être obtenu avec une semi-spécialisation : 3 châteaux affectés à deux réacteurs, par exemple.

5 - REGLEMENTATION

On retient simplement qu'il ne semble pas que l'utilisation du sodium soit proscrite et que la température de paroi externe d'un emballage peut dépasser 82°C si des grillages aux dispositifs similaires empêchent un contact humain.

6 - THERMIQUE DES EMBALLAGES

Les études effectuées aboutissent à définir les possibilités suivantes :

a) le transport des assemblages en air permet d'accepter une puissance de 2,5 kw par assemblage, dans la mesure où l'on peut maintenir à 200°C la température de paroi du container unitaire. Cette condition ne serait réalisable qu'avec des jeux très faibles (≈ 1 mm), entre assemblage et container, et avec une circulation de fluide refroidissant la paroi externe du container. L'utilisation d'hélium à la place de l'air est en cours d'examen.

b) le transport en sodium ou plomb, tous les assemblages du château étant contenus dans une même capacité, permet d'accepter 7 à 8 kw/assemblage. L'évacuation externe de la chaleur se fait soit par effet de cheminée avec de l'air en circuit ouvert, soit par conduction à travers la protection et rayonnement dans l'air. Cette dernière possibilité demande une protection ayant une bonne conductibilité thermique. Le diamètre interne du container est, dans ces solutions, de 1,5 m pour 7 assemblages.

c) le transport en sodium ou plomb, chaque assemblage ayant son propre container, permet d'accepter 5 kw/assemblage. L'évacuation externe de la chaleur se fait soit par effet de cheminée avec de l'air en circuit ouvert, soit par conduction à travers une matrice recevant les containers, conduction à travers la protection et rayonnement. (Cette dernière possibilité doit être vérifiée). Chaque container aurait un diamètre de 250 mm environ.

d) un cas analogue au précédent, avec circulation de sodium à l'intérieur du container, par effet de thermosiphon permettrait d'accepter plus de 10 kw/assemblage.

Choix de la puissance résiduelle acceptable

Nous devons comparer les incertitudes techniques des différentes possibilités au gains escomptés sur le prix du kwh.

Nous pouvons dresser le tableau suivant, en considérant qu'il s'agit là d'écarts minimums, puisque le cas de référence (transport en air), nous paraît optimiste, et devra être vérifié.

Puissance de début de transport	Réduction de la durée du cycle	Gain sur kwh
2,5 kw		cas de référence
5 kw	6 mois	1,2 %
7,5 kw	9 mois	1,8 %
10 kw	10,2 mois	2 %

(voir courbe de désactivation planche 2)

Nous constatons que l'adoption d'une puissance de 5 ou 7,5 kw, très rentable, ne fait pas courir de grands risques, puisque les solutions envisagées évacuent la chaleur par conduction dans le fluide primaire.

Au contraire, le passage à 10 kw, n'apportant qu'un gain supplémentaire minime, est basé sur la circulation naturelle du sodium. De nombreuses expériences seraient nécessaires, les containers plus compliqués et plus chers, des vérifications pendant le transport indispensables. L'effort est disproportionné au gain attendu.

On pense donc qu'il faut abandonner les solutions à thermosiphon et choisir comme puissance acceptable en début de transport 7,5 kw. En ce cas, la durée de désactivation est de 3 mois environ.

On pense également qu'il faut retenir comme solution de repli un début de transport à 5 kw, avec une durée de désactivation de 5,6 mois environ.

7 - PROTECTION

Compte tenu des températures auxquelles serait portée la protection, nous devons éliminer le plomb, sauf si nous assurons son refroidissement. Nous retenons donc principalement l'acier (ou la fonte). Il conviendrait cependant d'examiner si l'utilisation d'uranium ne présente pas des avantages. Enfin, une étude du profil de profil de protection, réalisée en envisageant le plomb, montre qu'un gain de poids important (de l'ordre d'un facteur 2) est possible par rapport à une protection d'épaisseur constante.

Protection neutronique

La protection neutronique envisagée initialement était du compound. L'utilisation d'un tel matériau, dont la conductibilité très mauvaise, oblige à recourir aux solutions où le refroidissement des containers est assuré par effect de cheminée. Le château et les installations de mise en condition côté centrale et côté usine de retraitement en seraient compliqués.

Des solutions paraissent envisageables, en utilisant une protection en fonte (ou acier) complétée par une faible épaisseur de graphite. Le cas d'une protection en uranium sera également examiné.

Pour toutes les solutions autres que le transport en gaz, nous pensons qu'il faut abandonner le plomb, qui exigerait un refroidissement, et qui demande une protection neutronique complémentaire très notable. Les solutions à base d'acier (ou fonte) et de graphite, semblent présenter des avantages.

8 - RETRAITEMENT

On retiendra principalement :

- que l'utilisation du sodium comme fluide primaire permet la mise en oeuvre de techniques de retraitement éprouvées, alors que le plomb demande des études préalables de procédés de lavage et de séparation du solvant ;

- que le stockage, le lavage et le cisailage des assemblages paraissent possibles jusqu'à une puissance de 12 kw/assemblage ;

- qu'une solution à containers individuels semble faciliter les opérations de déchargement.

Par contre, les problèmes posés par la présence d'iode ¹³¹I et par la dégradation éventuelle des solvants, pour les puissances résiduelles envisagées, n'ont pas, à ce jour reçu de réponse.

Nous concluerons donc en soulignant :

- qu'il est nécessaire de savoir rapidement si ces problèmes peuvent être résolus pour une puissance de 7,5 kw. Dans le cas où une limite plus basse serait définie, il devient inutile de rechercher un transport à une puissance supérieure à cette limite ;

- qu'il faut vérifier les hypothèses implicitement faites dans les calculs économiques, c'est-à-dire :

- a) retraitement de la charge dès la fin du transport,
- b) cadence de retraitement supérieure à la cadence d'arrivée des combustibles (de façon à pouvoir absorber sans attente exagérée le combustible arrivant de plusieurs centrales).

Une étude en ce sens devra être faite.

- enfin qu'un choix doit être effectué entre plomb et sodium comme fluide primaire.

9 - CONCLUSION

On pense qu'un début de transport plus hâtif, et une réduction de la durée du transport, permettent des gains économiques réels et importants si le reste de la chaîne de réglage du combustible admet les impératifs de cadence et de puissance résiduelle. On pense également que l'on peut concevoir des emballages permettant d'accepter une puissance résiduelle élevée, si on accepte d'utiliser un métal à bas point de fusion comme joint thermique.

SUMMARY OF PROCEEDINGS AND CONCLUSIONS

1. Present status of the International laws regulating transport of fuel for fast reactors.

1.1. The IAEA regulations issued on 1967.

1.2. The proposed revision of said regulations.

The meeting noted that the committee responsible for the review of the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials had recently agreed that the 1967 Regulations, with some minor modifications concerning the leakage criteria, should be adopted in 1972 edition. It was also noted that the revision is in process of ratification.

1.3. Possible suggestions and proposed amendments.

France suggested that they would prefer to see the containment specified in terms such that they could have the option of adopting either a volume leakage rate or an activity leakage rate.

1.4 Regulations and their impact against possible accidents.

All Countries are at present employing the 1967 IAEA Regulations with regard to test standards. It was stated that in the United Kingdom, the C.E.G.B. and British Railways were discussing the implications of the expected higher transit speeds of both goods and passenger traffic over the next decade on the test requirements and in consequence were considering the advisability of increasing the specified drop height in view of the accidental impact possibilities. It was also noted that the competent authority within the United Kingdom were not convinced that a more stringent mechanical test should be adopted.

Transnuclear GmbH reported that they had carried out 20 meters drop tests onto a less rigid target in another context.

They had no intention of modifying the normal test standard for transport purposes.

No other countries reported any consideration of different impact standards being undertaken in relation to LMFBR fuel.

2. Experience in transport of fuel for fast reactors.

2.1. Transport of non irradiated fuel.

Japan reported experiments on road transport of LMFBR fuel assemblies which demonstrated only very minor damage. General discussions took place on the problem of ensuring the integrity of fuel assemblies delivered to the reactor, since final inspection normally took place at the fuel fabrication stage.

A Japanese suggestion that recording accelerometers should be attached to the delivery vehicles received favourable acceptance.

It was agreed that little technical difficulties exist in the transport of unirradiated fuel.

2.2. Transport of irradiated fuel.

France, reported the successful transport of about 10,000 fuel pins from the Rapsodie Reactor to Cap-le Hague.

These movements had been made by road, the choice of method of transport was taken on economic grounds. It is intended in the first period of operation to transport Phenix fuel using the same system.

The question of whether it would be necessary to provide special containment for damaged fuel arose in the context of a statement made by Germany: it had been known for up to 50% of LWR fuel elements to be "leaking" on removal from the reactor. It was generally considered that provided the flask itself met the required containment standards, additional internal containment, i.e., seal canister, would not be essential. It was noted that in the case of LMFBRs, a substantial proportion of "leaking" fuel would cause sodium contamination of reprocessing plants.

The question of "damaged" fuel in which oxide is released from the pin was accepted as a different consideration which could well result in requirements for separate internal containment.

France and the United Kingdom were both considering the provision of a separate internal containment for LMFBR fuel.

2.3. Transport by truck, train, ship and airplane.

Italy reported that they had successfully transported a 12 ton fuel flask by air to Glasgow. It was generally agreed that there are no particular difficulties attributable to road, air, rail or ship transport other than those of arising from flask weight and external dimension.

2.4. Possible damage of fuel elements and handling of damaged fuel.

There was no report of any problem of fuel element corrosion arising during transport.

As previously mentioned it was agreed that damaged fuel would be carried with normal containment unless there was requirement for a larger hole size or short decay time to enable early examination to be carried out. In this case a special single fuel assembly flask would probably be required.

2.5. Decontamination of containers.

No unusual difficulties were reported.

2.6. Accidents : statistics and suggestions.

Participants reported that they have no knowledge of any serious accidents occurring in transport of LMFBR fuels.

3. Containers for transport of fuel for fast reactors.

3.1. Problems of design and construction of the containers presently used for both irradiated and non irradiated fuel.

France, Germany and the United Kingdom tabled papers on their respective design proposals for FBR fuel flasks. The French and British designs incorporated separate internal containments for sub-assemblies.

The German design used helium cooling for SNR fuel assemblies, but it was agreed by all parties that there appeared to be no alternative to the use of liquid coolant for the high heat output fuels of commercial fast reactors.

French and British proposals incorporated use of sodium as coolant. The U.K. design was capable of dissipating a total of 40 kwatts decay heat from 5 sub-assemblies.

Transnuclear experimental work indicated that it might be possible to dissipate up to 80 kwatts without forced cooling from a copper-finned sodium filled flask.

The problem of neutron shielding was discussed and all parties concerned indicated that they were investigating the use of water and boron impregnated plastics as shielding materials. The dependence of the neutron dose rate on the pre-irradiation history of the fuel was noted.

Depleted Uranium has not yet been considered for the gamma shielding material although it was recognized that it may assume importance in the future in order to increase the capacity of FBR flasks.

3.2. Handling a containers.

Papers tabled by France and F.R. Germany described the handling arrangements for the Rapsodie and SNR reactors. Both arrangements were essentially similar, employing top loading of transport flasks. France reported similar arrangement for Phenix.

3.3. Standization of containers.

Until fuel elements, reactor and plant load/off load facilities become more standardized, perhaps in 10 year time, it was not thought possible to promote any substantial degree of flask standardization.

3.4. Future development of containers.

Transnuclear reported having carried out experiments using electrically heated fuel element sections to establish the heat transfer

performance in helium, and intended to extend this work to cover sodium coolant. Some investigations of organic and metal alloy coolants will also be carried out.

Similar work has been carried out by France for sub-assemblies in air which it is proposed to extend to sodium.

The U.K. are about to embark on a series of drop tests on full scale containment canisters and 1/4 scale model flasks. The drop height employed may be greater than the current 9 meter IAEA standard.

Forced cooling of LMFBR flasks was discussed as a method of increasing heat loading. It was generally agreed that due to the operational difficulties which would arise, e.g, insuring maintenance of power supplies etc, natural cooling systems were preferred. In principle there was no objection to forced cooling, so long as it could be shown that loss of cooling would not result in loss of the containment.

4. Economics

The main discussion centred on the problems posed by the possible requirement for the reprocessing of short cooled fuel.

Both France and U.K. considered that 180 day cooled LMFBR fuel could be processed using presently available aqueous processing techniques and that these could probably accommodate 90 day cooled fuel. Work is being undertaken in both countries to demonstrate this capability of existing plants to process 90 day cooled material. For much shorter cooled fuel (say 60 days) a different processing technology may have to be employed.

It was recognized that the cost of processing increases with shorter cooling times and that the extra cost would have to be balanced against savings of fuel inventory.

The cost of handling and transport would also increase with shorter cooling times.

The details of the extent of increase of processing were not yet available.

A paper tabled by France indicated a 0.2% reduction in KWH cost arising from inventory savings if the cooling time were reduced, by 30 days from 180 days, assuming fixed transport and reprocessing costs.

Transnuclear reported estimates which showed a 20% increase for the transport costs of 40 day cooled fuel in sodium over 100 day cooled fuel in helium in similar flasks.

No special problem associated with insurance for the LMFBR fuels transport was anticipated.

A current cost of 100-200 dollars per movement for maximum cover of 10 million dollars was reported from France.

It was noted that the experience to date has not revealed any insuperable problem arising from the shipping of irradiated fuel across international frontiers. It was not expected that LMFBR fuels would present any special problem.

Conclusions

It appeared that the design proposals of the countries involved were following similar lines, i.e., naturally cooled flasks, liquid sodium cooling, double containment etc.

The main problem areas are in the design of the flasks and more information is urgently required in the following areas.

a) Fuel cooling periods

What are the economics of decreasing fuel cooling periods?
Flask designs cannot properly proceed without this information.

b) Heat transfer

Little experimental data is available on heat transfer and temperature distributions in flasks of this type.
More experimental work is required.

c) Neutron emissions

Further evaluation of neutron emission rates is required.

d) Seals

Sealing arrangements assume even greater importance in these designs than previously; work is required in the evaluation of seals under the conditions of high temperature, impact and corrosive environments which will exist.