

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

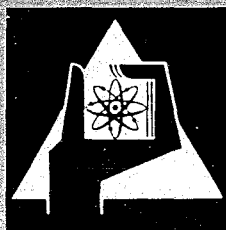
Dezember 1968

KFK 719

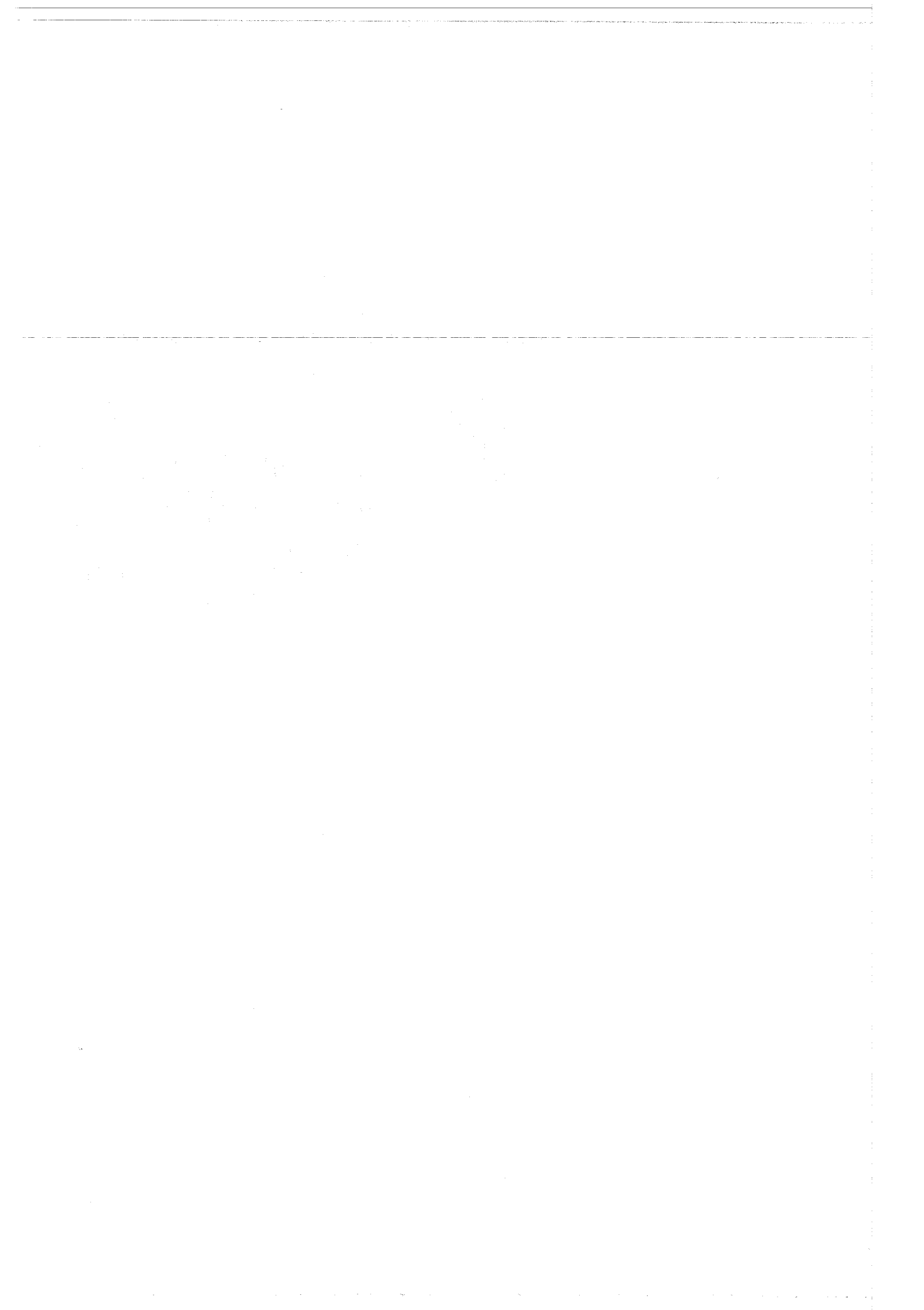
Literaturabteilung

Thermische Hochflussreaktoren
- Eine Bibliographie mit Daten -

H. Homma



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE



KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Dezember 1968

KFK 719

Literaturabteilung

**Thermische Hochflussreaktoren
- Eine Bibliographie mit Daten -**

H. Homma

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H. KARLSRUHE

III

Vorwort

Kurz nachdem auf der dritten Genfer Konferenz im Jahre 1964 die Idee eines deutsch-französischen Hochflussreaktorprojekts entstanden war, bildeten sich in Grenoble, Karlsruhe und Saclay Arbeitsgruppen, die sich mit dem Entwurf des Reaktors befassten.

Die Karlsruher Gruppe wandte sich im Verlauf ihrer Arbeiten an die Literaturabteilung des Kernforschungszentrums mit dem Wunsch, bis dahin bereits vorhandene Publikationen über bekannte Hochflussreaktorprojekte in der Welt in einer Handkartei zu sammeln, laufend zu ergänzen und die Karteikarten an Interessenten zu verschicken. Diese Kartei diente als Quelle für die vorliegende Bibliographie. Sie enthält Daten, Bilder und eine Auswahl von Literaturstellen über stationär betriebene Hochflussreaktoren mit einem maximalen thermischen Fluss der Grössenordnung $10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$. Dabei wurden auch drei nicht gebaute Reaktoren bzw. Studien (Argonne Advanced Research Reactor, Mighty Mouse und ein britisches Projekt) aufgenommen. Pulsreaktoren sind nicht berücksichtigt. Lediglich die am Ende genannte allgemeine Literatur enthält auch einige Angaben zu Pulsreaktoren, Boosters und Beschleunigern.

Herr D. P. Kächle, Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik, hat das Manuskript kritisch durchgesehen und gab manchen wertvollen Rat.

Herr Dr. Weitzenmiller leistete Hilfe, indem er Druckvorlagen und Originalliteratur verglich. Beiden sei hier herzlich gedankt.

Angaben zur Ergänzung der Bibliographie sowie Anregungen und Kritik sind mir immer willkommen.

Karlsruhe, Dezember 1968

H. Homma

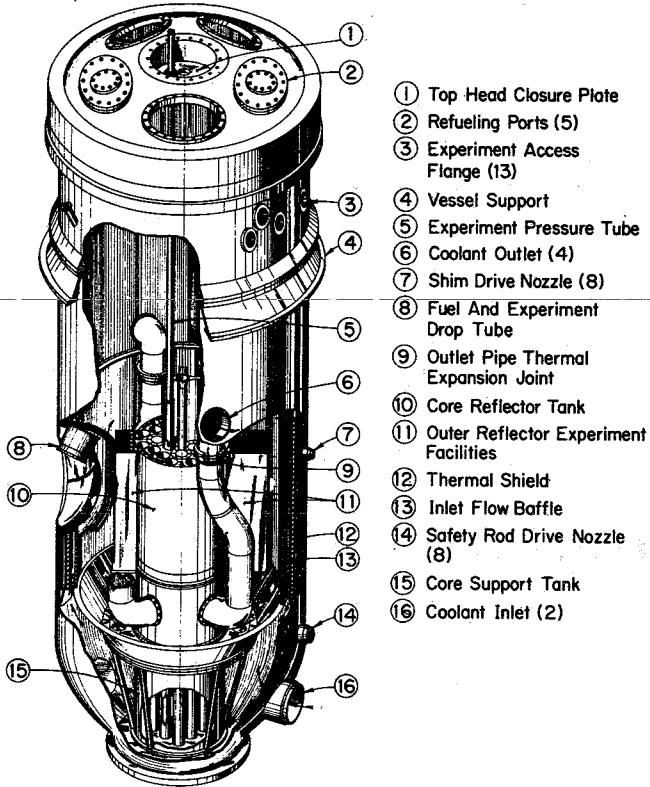
Abstract

This bibliography presents characteristic data, drawings, and literature references on the following steady state high flux reactors with a maximum thermal neutron flux of about 10^{15} n cm⁻² s⁻¹ and above: Argonne Advanced Research Reactor (Argonne), Advanced Test Reactor (NRTS, Idaho), Belgian Reactor 2 (Mol), Franco-German High Flux Reactor (Grenoble), High Flux Beam Research Reactor (Brookhaven), High Flux Isotope Reactor (Oak Ridge), Mighty Mouse Reactor (ANL-study), Savannah River High Flux Demonstration (Savannah River Plant), Soviet Reactor MIR (Melekess), Soviet Reactor SM-2 (Melekess), and U.K. High Flux Reactor Study (Harwell).

Inhaltsverzeichnis

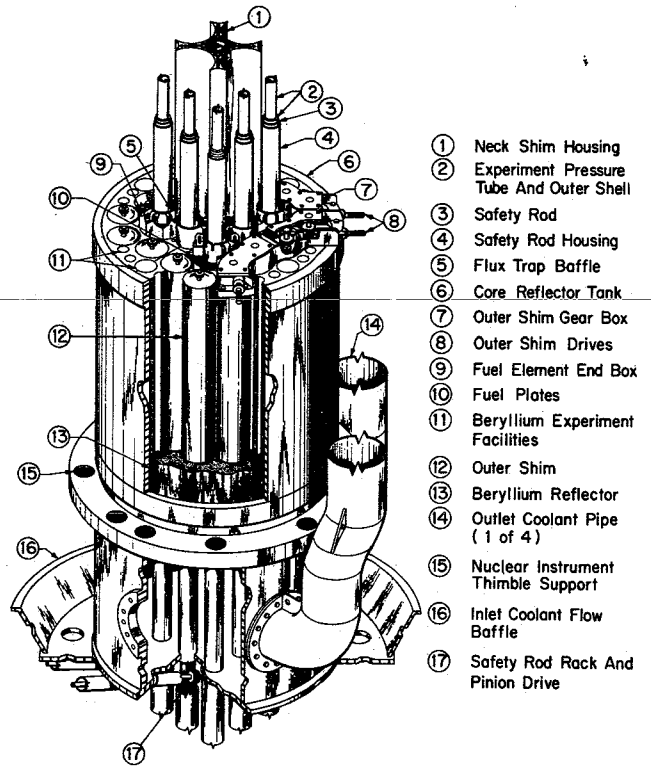
	Seite
<u>Hochflussreaktoren, in Betrieb</u>	
ATR, Advanced Test Reactor, Idaho	2
BR-2, Belgischer Reaktor 2, Mol	10
HFBR, High Flux Beam Research Reactor, Brookhaven	22
HFIR, High Flux Isotope Reactor, Oak Ridge	28
MIR, Sowjetischer Forschungs- und Testreaktor, Melekess	40
SM-2, Sowjetischer Hochflussreaktor, Melekess	44
SRHFD, Savannah River High Flux Demonstration	48
<u>Hochflussreaktoren, im Bau</u>	
Deutsch-Französischer Hochflussreaktor, Grenoble	52
<u>Nicht gebaute Hochflussreaktoren, Studien</u>	
Argonne Advanced Research Reactor, Argonne	58
Mighty Mouse (ANL-Studie)	62
Britischer Hochflussreaktor (Harwell-Studie)	68
Allgemeine Literatur	71

Hochflussreaktoren, in Betrieb



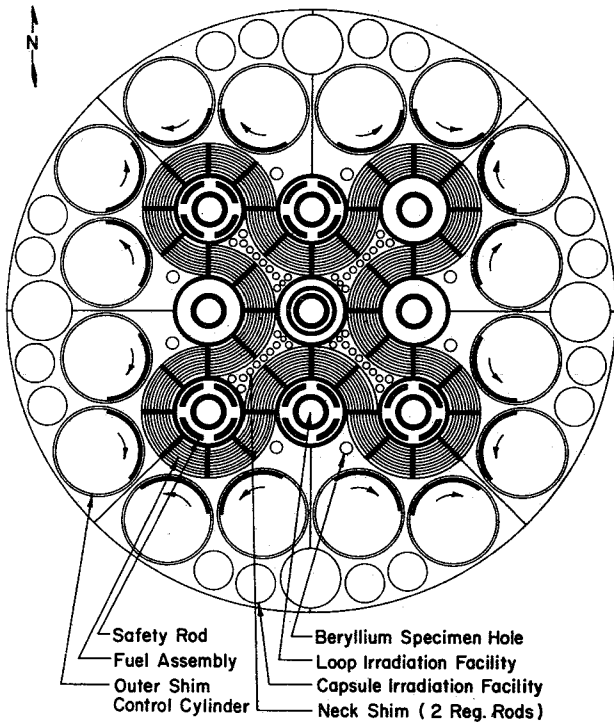
- ① Top Head Closure Plate
- ② Refueling Ports (5)
- ③ Experiment Access Flange (13)
- ④ Vessel Support
- ⑤ Experiment Pressure Tube
- ⑥ Coolant Outlet (4)
- ⑦ Shim Drive Nozzle (8)
- ⑧ Fuel And Experiment Drop Tube
- ⑨ Outlet Pipe Thermal Expansion Joint
- ⑩ Core Reflector Tank
- ⑪ Outer Reflector Experiment Facilities
- ⑫ Thermal Shield
- ⑬ Inlet Flow Baffle
- ⑭ Safety Rod Drive Nozzle (8)
- ⑮ Core Support Tank
- ⑯ Coolant Inlet (2)

Reactor Vessel Assembly



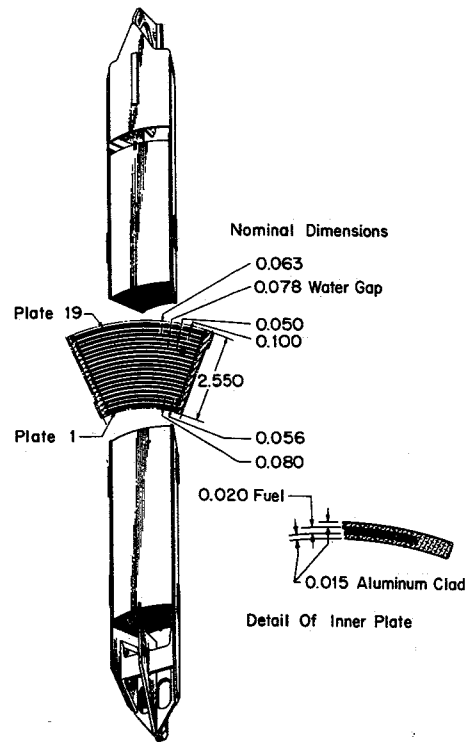
- ① Neck Shim Housing
- ② Experiment Pressure Tube And Outer Shell
- ③ Safety Rod
- ④ Safety Rod Housing
- ⑤ Flux Trap Baffle
- ⑥ Core Reflector Tank
- ⑦ Outer Shim Gear Box
- ⑧ Outer Shim Drives
- ⑨ Fuel Element End Box
- ⑩ Fuel Plates
- ⑪ Beryllium Experiment Facilities
- ⑫ Outer Shim
- ⑬ Beryllium Reflector
- ⑭ Outlet Coolant Pipe (1 of 4)
- ⑮ Nuclear Instrument Thimble Support
- ⑯ Inlet Coolant Flow Baffle
- ⑰ Safety Rod Rack And Pinion Drive

Core-Reflector Tank Assembly



- Safety Rod
- Fuel Assembly
- Outer Shim Control Cylinder
- Beryllium Specimen Hole
- Loop Irradiation Facility
- Capsule Irradiation Facility
- Neck Shim (2 Reg. Rods)

Schematic Cross-Section At Core Midplane



Nominal Dimensions

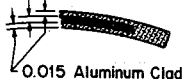
0.063
0.078 Water Gap

0.050
0.100

2.550

0.056
0.080

0.020 Fuel



0.015 Aluminum Clad
Detail Of Inner Plate

Fuel Assembly And Details

ATR, Advanced Test Reactor

- Typ: wassergekühlter und -moderierter Materialprüfreaktor vom Tanktyp und mit einer thermischen Leistung von 250 MW
- Ort: National Reactor Testing Station, Idaho Falls, Idaho, USA
- Eigentümer: U.S.A.E.C.
- Konstrukteur/Betreiber: Ebasco Services Inc, Babcock and Wilcox, Phillips Petroleum Company/Idaho Nuclear Corporation
- Status: Baubeginn Dezember 1961, kritisch 2. Juli 1967
- Neutronenflüsse: max. ungestört thermisch $2,5 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$; max. gestört thermisch $1,5 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$; max. schnell ($>0,6 \text{ eV}$) $2,0 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- Core: 40 Platten-Brennelemente bilden die Form eines vierblättrigen Kleeblatts und bieten Raum für 9 Experimentier-loops (9 Flussfallen); Kleeblatthöhe und -breite 71 cm x 71 cm (28 in. x 28 in.); Höhe der aktiven Zone 122 cm (48 in.); Corevolumen 262 l; Brennstoffbeladung 39 kg U 235
- Brennelement: Ein Element besteht aus 19 gekrümmten Platten mit 2 Seitenplatten aus Al; hoch angereichertes (93 %) U_3O_8 und B_4C (burnable poison) in Al-Matrix; Al-Umhüllung; Kühlspalt 1,98 mm (0,078 in.)
- Kühlung und Temperaturen: Gesamtstrom im Primärkreis 180 000 l/min - 200 000 l/min (47000 gpm - 53000 gpm), Kühlmittelgeschwindigkeit in den Brennelementen 14,6 m/s (47,8 ft/s); Druck am Coreintritt 25 atü (355 psig), Druckabfall im Core 7 at (100 psi); Kühlmittelintrittstemperatur 52°C (125°F), Kühlmittelaustrittstemperatur 75°C (167°F); max. Temp. (hot spot - hot channel) auf der Brennstoffhülle 244°C (472°F); max. Wärmefluss 704 W/cm^2 ($2,23 \cdot 10^6 \text{ Btu ft}^{-2} \text{ h}^{-1}$)
- Leistungsdichte: maximal ca 2,8 MW/l; im Mittel 1 MW/l
- Regel- und Sicherheitssystem: mindestens 5 hohlzylindrische Sicherheitsstäbe in den Loop-Positionen; 24 Trimmstäbe (neck shim rods), 2 Regelstäbe, 16 Trimmzylinder im Reflektor; Absorbermaterial: Hafnium; die Kontrollorgane können Spektrum und Fluss in 5 Loops unabhängig voneinander den gewünschten Experimentierbedingungen anpassen.

Druckgefäß: Zylinder aus rostfreiem Stahl (304 SS), äusserer Durchmesser 3,7 m (12 ft), Höhe 10,7 m (35 ft); Betriebsdruck 25 atü (355 psig); Betriebstemperatur 54 °C (130 °F)

Reflektor: 8 Beryllium-Blöcke, 130 cm (51 in.) hoch mit je 2 zylindrischen Bohrungen zur Aufnahme von rotierenden Trimm-Zylindern aus Be mit Hf -Einlagerungen; Reflektortank aus Al

Abschirmung: seitliche biologische Abschirmung des Druckgefäßes durch Schwerbeton (3 ft) und gewöhnlichen Beton (8 ft)

Experimentiereinrichtungen: 9 Loop-Positionen (zunächst Druckwasserloops und 1 Hochtemperatur-Gasloop); Bestrahlungspositionen im Be-Reflektor und ausserhalb vom Be-Reflektor

Zyklusdauer: > 17 Tage

Kosten: \$ 48 479 000 insgesamt (einschl. Forschung und Entwicklung und 6 Druckwasser-Loops)

Literatur

Beschreibungen

de Boisblanc, D.R., Cohen, S.
Safety Analysis Report Advanced Test Reactor
IDO-17021 (Rev.) (April 1965) Vol. 1. 306 S., Vol. 2. 609 S.

Phillips Petroleum Company, Idaho Falls, Idaho
Fundamentals in the Operation of Nuclear Test Reactors. 5. Advanced Test Reactor Design and Operation
IDO-16871-5 (1965) xii, 159 S.

de Boisblanc, D.R., Gordon, R.H., Lazar, A.H., Weber, L.J.
The NRTS Advanced Test Reactor
Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, 7 (1965) S. 303-13 = A/Conf. 28/P/223

Flynn, A.W., Gordon, R.H.
Description and Objectives of the ATR
TID-7642 (Bk. I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S. 47-50

Schuler, T.M., Spetz, S.W.
The Nuclear Design of the ATR
TID-7642(Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.51-60

Collings, D.M., Ferris, H.D.
The Mechanical Design of the Advanced Test Reactor Fuel Element
TID-7642(Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.61-74

Vannoy, W.M.
The Thermal and Hydraulic Design of the Advanced Test Reactor
TID-7642(Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.75-88

Boisblanc, D.R.de, et al.
The Advanced Test Reactor - ATR Final Conceptual Design
IDO-16667 (1960) 228 S.

Kritische Experimente, Reaktorphysik

Henscheid, J.W., et al.
ATR Startup, Zero-Power Experiments, and Comparison with ATR Critical
Facility
IN-1136 (Dec.1967)

Henscheid, J.W., Kaufman, N.C., Durney, J.L.
A Summary of Data from the ATRC Experimental Program
IN-1053 (Feb.1967) ix, 66 S.

Durney, J.L., Kaufman, N.C.
Calculating Reactor Power from Activation Techniques as Applied to an Un-
usual Fuel Geometry (ATRC)
IN-1047 (Jan.1967) v, 42 S.

Henscheid, J.W., Gregory, W.D.
A Physical Comparison of the ATR and ATRC Cores
IDO-17150 (March 1966) 46 S.

Alcorn, F.M., Mickle, R.A., Woodhall, C.B.
Advanced Test Reactor Temperature and Void Coefficients of Reactivity
IDO-24455 (1964) 28 S.

Burdick, E.E., Henscheid, J.W.(eds)
Advanced Test Reactor Critical Facility Safety Analysis Report
IDO-16950(Rev.)(1964) 78 S.

Turner, R.A.
Advanced Test Reactor Turbo Report
IDO-24459 (1964) 46 S.

Jones, H.M., Neuhold, R.J., Turner, R.A.
Nuclear Analysis of the Advanced Test Reactor Critical Experiments
IDO-24458 (1963) 133 S.

MacKinney, A.L., Fiscus, G.W., Lewis, R.H., Poston, J.W.
Advanced Test Reactor Critical Experiments. Final Report
TID-19421 (1963) 455 S.

Jones, H.M., Luckow, W.K.
Study S-R-100 - The Advanced Test Reactor Nuclear Analysis Using a
Single-Lobe Model
IDO-24453 (1962) 89 S.

Spetz, S.W.
Advanced Test Reactor. Axial Xenon Stability. Study S-R-122
TID-17290 (1962) 50 S.
IDO-24456

Spetz, S.W., Luckow, W.K.
Feasibility of Mechanical Control for the Advanced Test Reactor
BAW-1224 (1961) 13 S.
IDO-24038

Marsden, R.S.
Reactor Physics Studies for the Final Conceptual Design of the Advanced
Test Reactor
IDO-16668 (1961) 193 S.

Moore, R.N.
Study S-R-98 - Reactivity Accident Study for Advanced Test Reactor
IDO-24452 (1961) 66 S.

Brennelement, Materialien

Adamson, G.M.
Fabrication of Research Reactor Fuel Elements
ORNL-TM-2197 (June 1968) 25 S.

Sumpter, K.C.
A Primary Study on the Compressive Properties of Composite Nuclear
Fuel Plates
IN-1179 (April 1968) 22 S.

Beeston, J.M., Moen, R.A.
Status Report on Advanced Test Reactor Beryllium Surveillance Program
IN-1043 (Dec. 1966) iv, 49 S.

Erwin, J.H., Peterson, S., Leitten, C.F.
Development of a Forming Method for Curved ATR Fuel Plates
ORNL-3983 (Aug. 1966) iii, 41 S.

Walker, V.A., Graber, M.J., Gibson, G.W.
ATR Fuel Materials Development Irradiation Results - Part II
IDO-17157 (June 1966) xi, 99 S.

Charlot, L.A., Westermann, R.E.
High Temperature Corrosion of Candidate ATR Structural Materials
BNWL-100 (1965) 70 S.

Beaver, R.J., Adamson, G.M., Patriarca, P. (comps.)
Procedures for Fabricating Aluminum-Base ATR Fuel Elements
ORNL-3632 (1964) 89 S.

Cook, K.V., McClung, R.W.
Feasibility of Ultrasonic Detection of Nonbond in ATR Fuel Plates
ORNL-TM-888 (1964) 11 S.

Graber, M.J., Gibson, G.W., Walker, V.A., Francis, W.C.
Results of ATR Sample Fuel Plate Irradiation Experiment
IDO-16958 (1964) 62 S.

Griess, J.C., Savage, H.C., English, J.L.
Effect of Heat Flux on the Corrosion of Aluminum by Water. Pt.IV. Tests
Relative to the Advanced Test Reactor and Correlation with Previous Results
ORNL-3541 (Feb. 1964) iii, 35 S.

Hobson, D.O., Heestand, R.L., Leitten, C.F.
Fabrication Development of U_3O_8 -Aluminum Composite Fuel Plates for the
Advanced Test Reactor
ORNL-3644 (1964) 59 S.

Knight, R.W., Leitten, C.F.
Development of the Assembly Method for Fuel Elements for the Advanced
Test Reactor
(ORNL-3643 (1964) 83 S.

Slominski, M.A., Kedl, R.J.
Advanced Test Reactor Fuel Element Hydraulic Test Program
IDO-24466 (1964) 279 S.

Deville, R.E.
Differential Thermal Expansion Tests on Advanced Test Reactor Fuel Plates:
Research Report No. 5449
IDO-24461 (1963) 14 S.

Ferris, H.D., Jahren, G.A., Wehmeyer, D.B.
Advanced Test Reactor Fuel Plate Pressure Deflection Tests
TID-20621 (1963) 187 S.

Ferris, H.D., Moyers, J.C.
Advanced Test Reactor Fuel Element Hydraulic Buckling Tests
IDO-24463 (1963) 131 S.

Mc Clung, R.W.
Nondestructive Testing of High-Flux Isotope Reactor and Advanced Test
Reactor Fuel Elements
TID-7642(Bk.1): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S. 337-59

Martin, W.R., Weir, J.R.
Mechanical Properties of X8001 Aluminum Cladding and X8001 Aluminum-Base
Dispersion at Elevated Temperatures
TID-7642(Bk.2): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S. 549-64

Griess, J.C., Savage, H.C., Rainwater, J.G., English, J.L., Mauney, T.H.
The Corrosion of Aluminum Alloys Under Simulated ATR and HFIR Conditions
TID-7642(Bk.2): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S. 612-34

Verschiedenes

Bridges, T.L., Buer, T.K.
ATR Primary Coolant System Check Valve Problem Analysis and Correction
IN-1186 (May 1968) 71 S.

Nuclear Technology Branches Quarterly Report
IN-1126 (Dec. 1967) 20 S.
(Die vorhergehenden Quarterly Reports sind in IN-1126 aufgeföhrt)

Jackson, P.M., Evans, R.J.
The ATR High Temperature Helium Loop Model Description and Capabilities
BNWL-419 (June 1967) iv, 15 S.

Waters, E.D.
Heat Transfer Experiments for the Advanced Test Reactor
BNWL-216 (May 1966) 109 S.

Croft, M.W.

Advanced Test Reactor Burnout Heat Transfer Tests
IDO-24465 (1964) 60 S.

Picket, R.T.

Advanced Test Reactor Servo Regulator Rod Test Program
IDO-24462 (1964) 59 S.

Babcock and Wilcox Comp., Lynchburg, Virginia
Summary Report of Design Criteria for a Thermal Flux Liquid Metal
Package Loop in the Advanced Test Reactor
IDO-24042 (1963) getr. Zählg.

Howard, J.O., Jacks, G.M.

Advanced Test Reactor. Final Shielding Design Report
IDO-24467 (1963) 188 S.

Stanek, L.J.

Study S-R-127 - Analog Study of the Advanced Test Reactor Primary
Pressure Control System
IDO-24457 (1963) 19 S.

Babcock and Wilcox Comp., Lynchburg, Virginia

Design Criteria for a Fast Flux Liquid Metal Loop in the Advanced Test
Reactor
IDO-24041 and Suppl. 1 (1962/63) getr. Zählg.

Carson, W.E.

Study S-R-118 - Closed-Loop Analog Study for the Advanced Test Reactor
IDO-24454 (1962) 120 S.
TID-17308

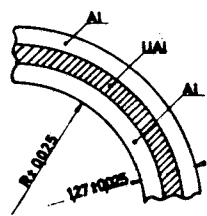
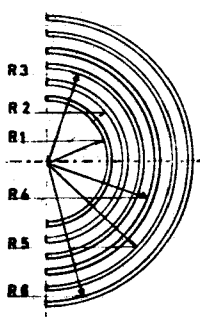
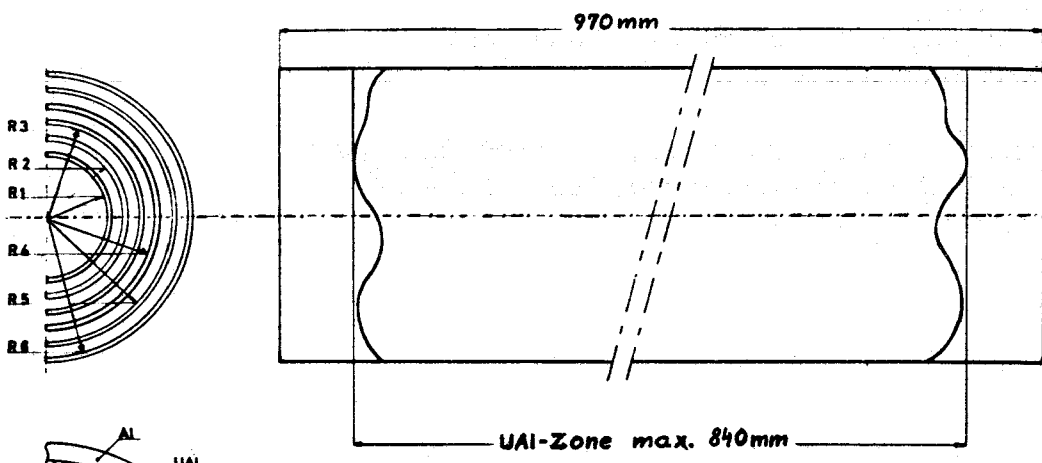
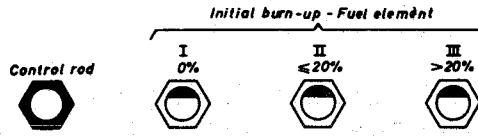
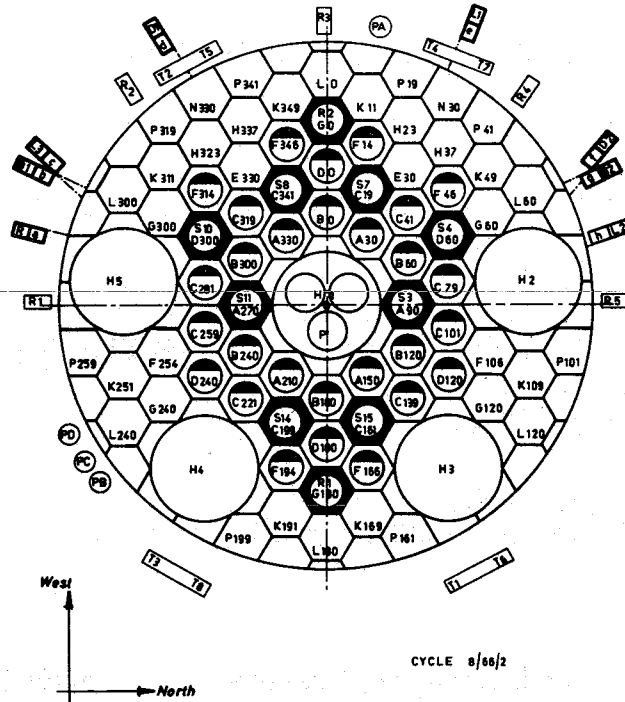
Kaulitz, D.C.

ATR Gas Loop for Structural Materials Irradiation
HW-73600 (Rev.)(1962) 16 S.

de Boisblanc, D.R., Francis, W.C., Jones, L.H. (eds)

Conceptual Design of a Gas-Cooled Loop for the ATR
IDO-16707 (1961) 23 S.

BR2 CORE CONFIGURATION 6C



- R1 : 15,98 mm
- R2 : 20,26
- R3 : 24,51
- R4 : 28,76
- R5 : 33,05
- R6 : 37,31

BR2 FUEL ELEMENT DIMENSIONS

BR-2, Belgischer Reaktor 2⁺)

Typ: leichtwassergekühlter sowie leichtwasser- und beryllium-moderierter Materialprüfreaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung bis 66 MW

Ort: Mol, Belgien

Eigentümer: Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire (CEN)

Konstrukteur/Betreiber: Nuclear Development Corporation of America und CEN/Arbeitsgemeinschaft CEN-Euratom

Status: Baubeginn 1957, kritisch Juli 1961, 1965 Leistungserhöhung von 34 MW auf 57 MW, 1967 66 MW, kurzzeitig 73 MW

Neutronenfluss: max. thermisch $10^{15} \text{n cm}^{-2} \text{s}^{-1}$
max. schnell $5 \cdot 10^{14} \text{n cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ (57 MW)

Core: zylindrisch 91 cm hoch, 110 cm Durchmesser;
20-28 Brennelemente; Berylliummatrix mit 79 Kanälen:
64 Kanäle von 8,4 cm Durchmesser, 10 Kanäle von 5 cm Durchmesser und 5 Kanäle von 20 cm Durchmesser:

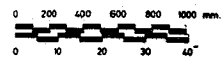
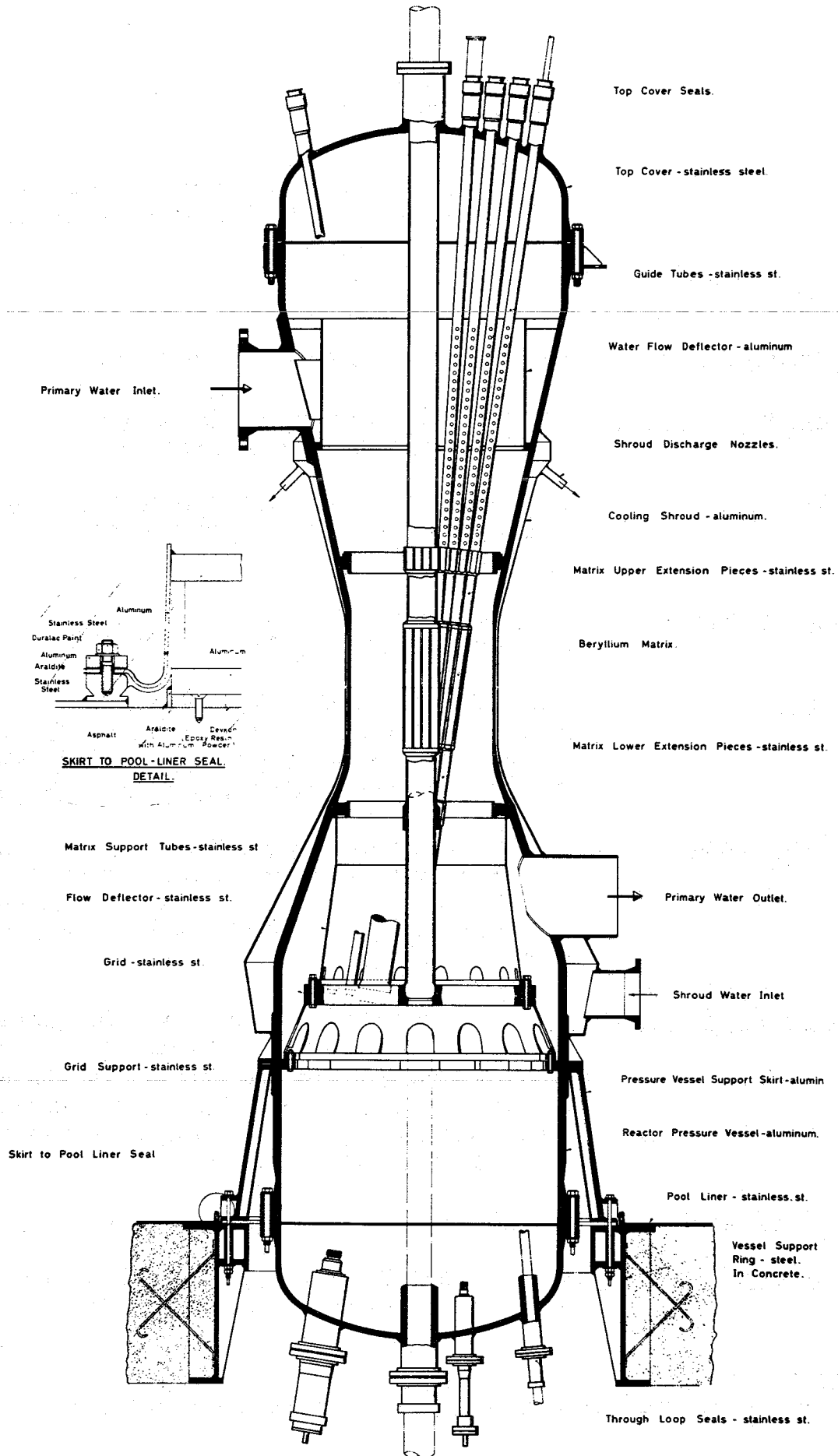
Brennelement: aus 6 konzentrischen Brennstoffrohren von 31,96 mm bis 64,62 mm Innendurchmesser, Länge 97,0 cm, Rohrdicke 1,27 mm; Dicke der Al-Umhüllung 0,38 mm; Brennstoff aus Al-24 % U (90 % anger.), Kühlspalt 2,99 und 3,00 mm

Kühlung und Temperaturen: primärer und sekundärer Kühlkreislauf, primärer Kühlmittelgesamtstrom bei 57 MW ca 5900 m³/h; Kühlmittelgeschwindigkeit im Kühlspalt 10 m/s; Eintrittstemperatur (Druck) 40-45 °C (12,5 at), $\Delta p = 2,8 \text{ at}$, max. Temperatur am Brennstab (hot spot) 149-157 °C; max. Wärmefluss 425-470 W/cm²

Leistungsdichte: max. 3,6 MW/l bei 73 MW (für 9 Stunden)

Regel- und Sicherheitssystem: je nach Beschickung 8-10 Trimmabschaltstäbe, 2 Regelstäbe, Absorbermaterial: Cadmium

⁺) einige der angegebenen Daten ändern sich je nach Corebeschickung



- Druckbehälter:** Al-Legierung 915 cm (30 ft) hoch aus je einem konischen oberen und unteren Teil und einem zylindrischen Mittelteil, Wanddicke 2,06 cm (0,81 in.), innerer Durchmesser des zylindrischen Mittelteils 111 cm (3,63 ft.) oberer und unterer Deckel aus rostfreiem Stahl, Arbeitsdruck 13 at. bei 47 °C; max. Druck 15 at bei 93 °C
- Reflektor:** Beryllium-Corematrix mit Beschickungskanälen für Brennelemente und Experimente
- Abschirmung:** seitlich ca 2 m Wasser und 2,60 m Schwerbeton oben 6,7 m Wasser
- Experimentiereinrichtungen:** 79 Kanäle in der Berylliummatrix einschliesslich der Brennelement- und Regelementpositionen, 5 horizontale Strahlrohre bis zum Druckgefäss, 4 horizontale Strahlrohre tangential zum Druckgefäss, Rohrpostanlagen. Im Mittel waren 1966 37 Experimentierpositionen besetzt.
- Zyklusdauer:** 406 Stunden (Konfiguration 6 c)

Literatur

Beschreibungen

Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire, Brussels
Belgian Engineering Test Reactor, BR 2, Safety and Design. Final Report
BLG-59 (May 1961) 469 S.

De Mevergnies, M.N.
The Reactor BR 2, Tool for Physics Research
Revue des questions scientifiques, 135 (1964) S. 375-90

Brognaux, J., Point, N., Boutique, G.
Some Constructional Features of the BR 2 Nuclear Reactor
ACEC Revue, No. 3 (1962) S. 16-41; No. 4 (1962) S. 18-38

Belgium's Novel Research Reactor - BR-2
Nuclear Engineering, 6 (July 1961) S. 276-80

Stiennon, G.
Le réacteur BR 2
Energie nucléaire, 3 (1961) S. 395-405

Dopchie, M., Planquart, J.

BR-2 le réacteur Belge d'essais de matériaux

BLG-30 (Sept. 1958) 64 S.

Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Vol. 10 (1958) S. 107-27

Kritische Experimente, Reaktorphysik

Motte, F., Debrue, J., Lenders, H., Fabry, A.

Study of the BR 2 Nuclear Characteristics by Means of its Mock-Up BRO2

Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964 = A/Conf. 28/P/446

Werz, R.

Messung der gemischten Strahlungsfelder im Reaktor BR 2 mit Hilfe von Kalorimetersonden

Nukleonik, 6 (1964) S. 28-33

Rotter, W.

Verzögerte Photoneutronen im Beryllium-Reaktor BRO2

Nukleonik, 5/6 (1963) S. 227-36

Minsart, G., Dopchie, H.

The Choice of the Operational Parameters of the BR-2 Reactor

BLG-119 (1962) 48 S.

Neve der Mevergnies, M., Legrand, E.

Caractéristiques neutroniques des faisceaux issus de BR-2

BLG-147 (1962) 16 S.

Eitz, A.W.

Mean Thermal Cross Sections and Homogeneous Burnup of the BR 2 Reactor

BLG-69 (1961) 36 S.

Motte, F.

Expériences sur le modèle nucléaire du réacteur BR-2

R-1659 (Juni 1959) 8 S.

Brennelemente, Materialien

Elipot, A.J., Massaux, H.

Etude de la fabrication d'un élément combustible pour le réacteur BR 2, par cofilage et étirage

Journal of Nuclear Materials, 22 (May 1967) S. 177-91

DeMeester, P., Deknock, R., Verstappen, G.
Survey of Devices to Measure Fuel Element Coolant Channels
Materials Evaluation, 24 (Sept. 1966) S. 482-86

Neider, R., deMeester, P.
Radiographic Investigation of the Micro-Distribution of Nuclear Fuels in
Thin Layers
Materialprüfung, 8 (July 1966) S. 251-55

Depoitier, J., Flipot, A.J.
Augmentation du diamètre de tubes composites utilisés dans le domaine de
l'énergie nucléaire
BLG-389 (Oct. 1965) 6 S.

Delmas, R., Denegre, G., Mathieu, F., Zelbstein, U.
Measurement of the Plate Temperature of the Fuel Elements of the BR-2
Reactor
Journal of Nuclear Energy, Pts. A and B, 19 (1965) S. 501-13

Deknock, R.
Ultrasonic Water-Gap Measurements in MTR Fuel Elements
Non-Destructive Testing in Nuclear Technology. Proceedings of a Symposium
on Non-Destructive Testing in Nuclear Technology, held by the International
Atomic Energy Agency in Bucharest, 17-21 May 1965. Vol. II. Vienna: IAEA
(1965) S. 37-46
STI/PUB/105

DeMeester, P.
Fuel Location, Homogeneity and Amount in Flat and Tubular Configurations
Non-Destructive Testing in Nuclear Technology. Proceedings of a Symposium
on Non-Destructive Testing in Nuclear Technology, held by the International
Atomic Energy Agency in Bucharest, 17-21 May 1965. Vol. II. Vienna: IAEA
(1965) S. 413-36
STI/PUB/105
BLG-367

Planquart, J., Huberlant, M., Mathieu, F., Tytgat, D., Meester, P. de
Fuel Elements in the Form of Concentric Cylindrical Plates (Concentric
Tube Fuel Elements)
Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses
of Atomic Energy, Geneva 1964, Vol. 10, S. 45-55 = A/Conf. 28/P/716

Siebertz, A.
Evaluation de la composition isotopique en éléments lourds ($z \geq 92$) des
éléments combustibles irradiés
BLG-231 (1963) 33 S.

Herpin, J.

Fuel Elements for the Belgian High Flux Test Reactor BR-2. Part I. Design and Hydraulic Tests of Some Special Fuel Elements

TID-7642 (Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.152-81

DeMeester, P., Binard, L., Brabers, M., Deknock, R., Gourski, E., Tytgat, D., Alto, R., D'hont, M.

Fuel Elements for the Belgian High Flux Test Reactor BR-2

TID-7642 (Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.182-96

Huberlant, M., Tytgat, D.

Fuel Elements for the Belgian High Flux Test Reactor BR-2. Fabrication and Testing of a Standard Type Fuel Element Made by Spot-Welding

TID-7642 (Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.360-68

Meersman, R. de, Minsart, G.

Calcul des distributions de température dans les plaques combustible de BR 2 avec décollement du gainage ou inclusion d'uranium pur

BLG-188 (1962) 38 S.

Langham, M., Van Mulders, E.

Inspection Procedure for BR-2 Fuel Elements

NDA-2561-2 (Dec.1958) 46 S.

Van Mulders, E., DiRende, J.

Flow Tests of BR-2 Fuel Elements

NDA-2561-1 (March 1958) 68 S.

Sicherheitsfragen

Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire, Brussels

Belgian Engineering Test Reactor, BR 2, Safety and Design. Final Report

BLG-59 (Mai 1961) 469 S.

Scott, R.L.

Curium Decontamination of Water-Cooled Reactors

Nuclear Safety, 9/4 (July-Aug.1968) S.322-3

Stiennon, G., Bobin, K.J., Dopchie, H., Fourage, L., Leonard, F.,

Mathieu, F., Motte, F., Planquart, J., Rausbotyn, J., Stoian, D.,

Vanhaelewyn, R.

Experimental Study of Flow Inversion in the Belgian Engineering Test Reactor BR 2

Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, 13 (1965) S.119-29 = A/Conf.28/P/517

Couez, H., Sienack, D.
[in French] Control of Nuclear Reactor BR-2
Bull. Sci. Assoc. Ing. Elec. Inst. Electrotech. Montefiore, No. 2 (1964) S. 139-84

Bobin, K. J., Mathieu, F., Wanhaelewijn, R.
Flow Failure Tests on BR-2
Nuclear Engineering, 8 (1963) S. 434-36

Penelle, G.
BR 2. The Maximum Credible Accident without Sodium Combustion
BLG-99 (1962) getr. Zählg.

Penelle, G.
BR 2. The Maximum Credible Accident - Procedure and Consequences
BLG-60 (1961) getr. Zählg.

Herzet, G., Martelee, G., Laval, P.
Test for the Radiationproof Metallic Shell of the BR-2 Reactor
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors, held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 117-25

Dopchie, H., Planquart, J.
Safety of the BR-2, the Belgian Materials Testing Reactor
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors, held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 134-47

Lhoir, J.
Control Equipment of the BR-2 Reactor and its Nuclear Model
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors, held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 210-19

Brooke, C., Schayes, R.
Control Equipment of the BR-2 Reactor: Control of Radiation and Radio-
hygiene
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors, held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 220-25

Belot, F.R., Melice, M.
Contrôle des enveloppes métalliques destinées à contenir les gaz radioactifs en
cas d'accident dans les réacteurs
VI. Rassegna Internazionale Elettronica e Nucleare. Atti del Congresso
Scientifico, Giugno 1959, Sezione Nucleare. Vol. I. 1959. S. 213-42

Dopchie, H.
The Incidence of the Mol Site on the Safety of BR-2
VI. Rassegna Internazionale Elettronica e Nucleare. Atti Del Congresso
Scientifico, Giugno 1959. Sezione Nucleare. Rome: Comitato Nazionale
Ricerche Nucleari (1959) Vol. I, S. 381-410

Minsart, G., Dopchie, H., Fouarge, L.
The Choice of the Operational Parameters of the BR 2 Reactor Hot Spot
Factors
BLG-119 (Rev. 1)(Jan. 1964) 40 S.

Verschiedenes

Operations Group of the BR-2 Reactor and Connected Installations
Annual Progress Report 1966
EUR 3667.e (Dec. 1967) 63 S.

Centre d'Etude de l'Energie Nucléaire, Mol, Belg.
The BR 2 Testing Reactor and its Connected Laboratories.
Annual Progress Report 1965
EUR 3138.e (Nov. 1966) 38 S.

European Atomic Energy Community, Mol, Belgium
The BR 2 Testing Reactor and its Connected Laboratories.
Annual Progress Report 1964
EUR 2625.e (1966) 37 S.

Minsart, G., Motte, F.
Analyse des possibilités d'une irradiation massive de combustible pour
réacteurs rapides dans BR 2; réacteur d'essais de matériaux
Fast Reactor Physics. Vol. 1. Proceedings of a Symposium, Karlsruhe,
30 October-3 November, 1967. IAEA-Wien (1968) S. 327-48

Debrue, J., DeCoster, M., DeRaedt, Ch. D., Fabry, A.
Techniques de déterminations des caractéristiques nucléaire de la boucle
refroidie au sodium utilisé dans BR-2 pour des essais de combustible de
réacteurs rapides
Fast Reactor Physics. Vol. 1. Proceedings of a Symposium, Karlsruhe,
30 October-3 November, 1967. IAEA, Wien (1968) S. 413-32

Soenen, M.
Experience Gained with the In-Pile Sodium Loop for Fast Neutron Irradiation
after the First Run in the BR-2 Reactor
Alkali Metal Coolants. Proceedings of the Symposium on Alkali Metal Coolants -
Corrosion Studies and System Operating Experience - Held by the International
Atomic Energy Agency in Vienna, 28 Nov. -2 Dec. 1966. Vienna: IAEA (1967)
S. 297-341

Leonard, F., Cartens, M., Boonen, P.
Contrôle du taux de fuite du bâtiment étanche du réacteur BR 2
Proceedings of a Symposium on the Containment and Siting of Nuclear Power
Plants Held by the IAEA in Vienna 3-7 April 1967. IAEA (1967) S. 487-507

Hardt, P., von der
Development and In-Pile Performance of Some BR 2 Irradiation Rigs
EUR 3626. e (Sept. 1967) 50 S.

Knaab, H., Stehle, H.
Ein Hochtemperatur-CO₂-Loop für Brennelementversuche im Reaktor BR 2,
Mol
Kerntechnik, 8 (April 1966) S. 158-63

Pelé, J.-P., Hoyaux, G., Baugnet, J.-M.
Examens non destructifs, sous eau, au réacteur BR 2
International Symposium on Working Methods in High Activity Hot Laboratories,
Grenoble, 15-18 June 1965. Vol. 1 (1965), S. 203-19

Planquart, J.
In-Pile Experimental Equipment for BR 2
Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses
of Atomic Energy, Geneva 1964, Vol. 7 (1965) S. 262-75 = A/Conf. 28/P/441

Massaux, H.
Fabrication by Co-Extrusion of Control Rods for the BR-2 Reactor
Physics and Material Problems of Reactor Control Rods. Proceedings of the
Symposium Held at Vienna, 11-15 Nov. 1963. IAEA. 1964. S. 365-79
STI/PUB/81
BLG-307

Dunsmoir, N.
Helium Cooled Test Loop for Fast Reactor Fuel Elements in BR 2
GEX-L-3 (March 1964) 52 S.

Davis, S., Duffy, J., DeFelice, J., Flynn, A., Menke, J., Rush, D.
Special Design Considerations for High Flexibility in BR-2
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 71-83

Walravens, A.
Difficulties Met in the Construction of the BR-2 and Solutions Adopted
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 84-96

Leonard, F.
Organization of the BR-2 Section
TID-7584: Symposium on High Flux Materials Testing Reactors held in
Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 159-62

Valette, L.

Study of Corrosion in Heat Exchangers of BR-2

TID-7587; AEC-Euratom Conference on Aqueous Corrosion of Reactor Materials, Brussels, Belgium, Oct. 14-17, 1959 (July 1960) S. 236-96

Boutique, Givront, Gobain

Technological Aspects of Construction of the BR-2 Reactor Tank

(TID-7584; Symposium on High Flux Materials Testing Reactors, held in Brussels, Belgium, Sept. 21-26, 1959 (1960) S. 383-93

Herzet, G., Laval, P., Martelée, G.

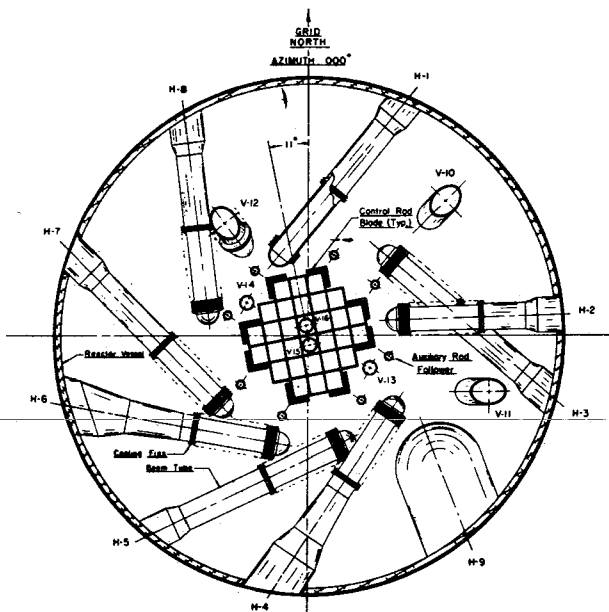
Containment Vessels for Belgian BR II and BR III

Part I: Nuclear Energy (Sept. 1960) S. 403-07; 420

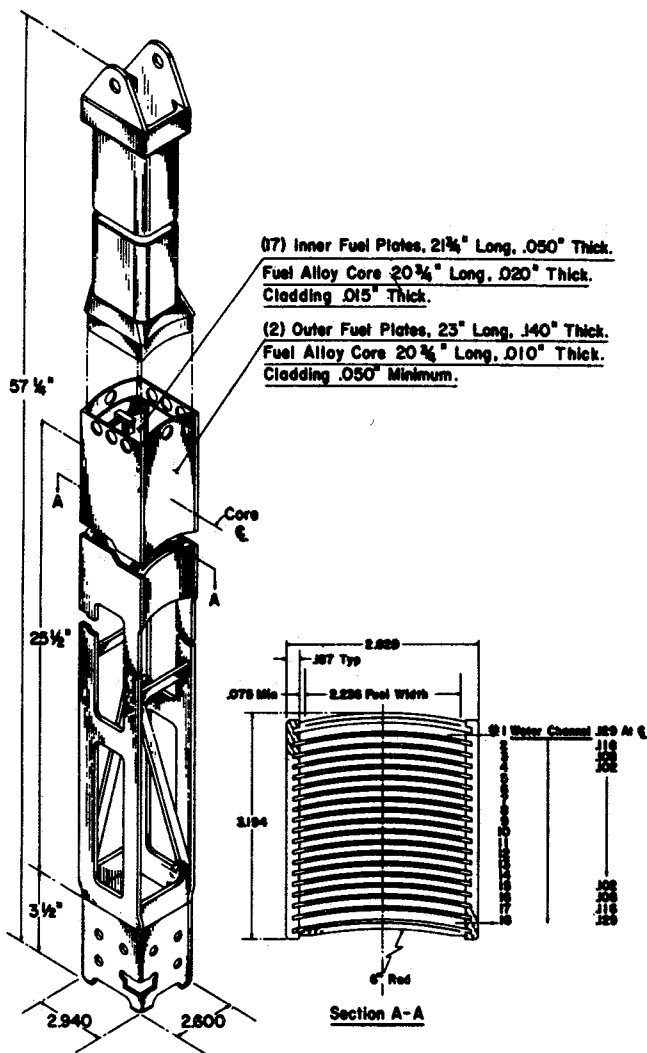
Part II: Nuclear Energy (Oct. 1960) S. 468-70; 473

Part III: Nuclear Energy (Nov. 1960) S. 526-29





HFBR core, control rod, beam tube, and irradiation thimble arrangement



The HFBR fuel element.

HFBR, High Flux Beam Reactor

Typ: schwerwassergekühlter und -moderierter Strahlrohrreaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 40 MW

Ort: Brookhaven National Laboratory, Upton, New York, USA

Konstrukteur/Betreiber: Brookhaven National Laboratory/Brookhaven National Laboratory (Associated Universities Inc.)

Status: Baubeginn Dez. 1961, kritisch am 31.10.1965, 1. Volleinstellungsbetrieb Febr. 1966

Neutronenflüsse: max. thermisch ungestört im Reflektor $7 \cdot 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, gesamter epithermischer Fluss im Core $1,6 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$

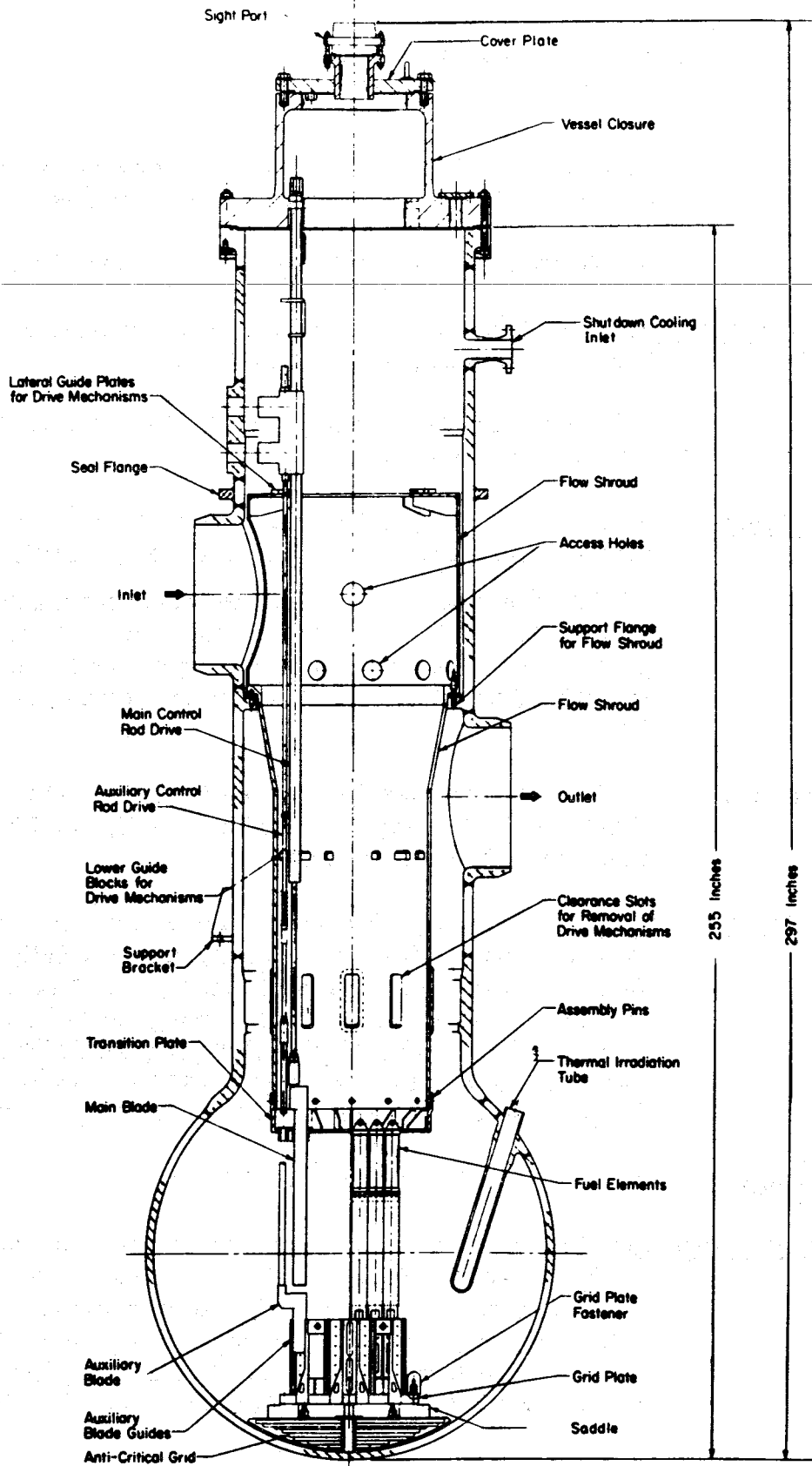
Core: nahezu zylindrisch aus 28 MTR Brennelementen aufgebaut, Höhe 52,72 cm (20,75 inch), Durchmesser 47,80 cm (18,82 in.); Gesamtcoringvolumen (einschliesslich 6.31 l Bestrahlungsvolumen) 94,60 l, Brennstoffbeladung 7,67 kg U 235

Brennelement: MTR-Typ aus 19 Platten; Brennstoff 30 w/o U-3 w/o Si - 67 w/o Al, hoch angereichertes Uran (93 %), Al-Hülle Kühlpalt 2,59 mm (0.102 in.)

Kühlung und Temperaturen: primärer D_2O Kreislauf, sekundärer H_2O Kreislauf, gesamter Kühlmittelstrom 62800 l/min (16600 gallons/min); Kühlmittelgeschwindigkeit im Brennelement 11 m/s (35 ft/s), Druck am Coreeintritt 13.8 at (196 psig) bei 49°C (120°F), Druck am Coreaustritt 11.8 at (168 psig) bei 57°C (134°F), max. Wärmefluss 400 W/cm^2 ($1,26 \cdot 10^6 \text{ Btu/h ft}^2$), max. Temperatur an der Plattenoberfläche 182°C (359°F)

Leistungsdichte: max. 1.56 MW/l, im Mittel 0,45 MW/l

Regel- und Sicherheitssystem: 16 Stäbe am Corerand aus Europiumoxid und Dy_2O_3 in einer Matrix aus rostfreiem Stahl, davon 8 Hauptstäbe von oben (gleichzeitig Sicherheitsstäbe) und 8 Hilfsstäbe von unten, Gesamtreaktivitätswert der Stäbe 37,5 %; Temperaturkoeffizient des Cores $-7,2 \cdot 10^{-3} \% \text{ k/grad}$, Temperaturkoeffizient des Reflektors $-17 \cdot 10^{-3} \% \text{ k/grad}$



HFBR reactor vessel and internal fittings.

Aus: Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, Vol. 7, S. 373-83
= A/Conf. 28/P/222

- Druckbehälter: Hohlkugel von 208 cm (82 in.) Durchmesser und 4,45 cm (1,75 in.) Dicke aus 6061 Al, oben mit zylindrischem Hals von 117 cm (46 in.) Durchmesser, Gesamthöhe mit Verschluss 7,54 m (297 in.)
- Reflektor: seitlich etwa 80 cm D_2O
- Abschirmung: thermischer Schild aus Stahl und Blei, biologischer Schild aus Schwerbeton, seitlich etwa 2,4 m dick
- Experimentiereinrichtungen: 9 horizontale Strahlrohre (8 tangential, 1 radial), 7 vertikale Bestrahlungskanäle (2 im Core, 2 am Corerand und 3 im Reflektor)
- Zyklusdauer: 40 Tage einschliesslich 2 Tage Umladung
- Bemerkungen: Die Reaktorleistung könnte ohne wesentliche Änderungen auf 60 MW erhöht werden, was einem max. thermischen Neutronenfluss von mehr als $10^{15} \text{ n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ entspräche.

Literatur

Beschreibungen

Hendrie, J.M.

Final Safety Analysis Report on the Brookhaven High Flux Beam Research Reactor

BNL-7661 (Vol.I/II) (1964) 327/297 S.

Hendrie, J.M., Kouts, H.J.C.

HFBR: A Source Reactor for Neutron Beams

BNL-10610 (Sept. 1966) 29 S.

CONF-660925-4

Kouts, H.J.

Brookhaven High Flux Beam Reactor: Design and Use

BNL-10139 (Apr. 1966) 27 S.

CONF-660312-5

Hendrie, J.M.

The Brookhaven High Flux Beam Research Reactor

Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, 7 (1965) S. 372-83 = A/Conf. 28/P/222

Kouts, H.J.C.

Neutron Physics of and with the High Flux Beam Research Reactor
BNL-664 (T-218) (1961) 25 S.

Bertone, L., Gruber, E., McLaughlin, D., Pozzato, J.

High Flux Beam Reactor Brookhaven National Laboratory. Core Structure
CEND-159(Pt.2)(Sept.1962) 106 S.

Epel, L.G., Kleimola, F.W., Notari, G.V., Rickert, R.J., Morgenthaler, G.F.
High Flux Beam Reactor Brookhaven National Laboratory. Engineering Analysis
of the HFBR Thermal Shield
CEND-159 (Pt.3)(Sept.1962) 105 S.

Correia, A.A., Epel, L.G., Kleimola, F.W., Morgenthaler, G.F., Notari,
G.V., Rickert, R.J., Rohlin, J.F., Zwickler, D.
High Flux Beam Reactor Brookhaven National Laboratory. Engineering Analysis
of Biological Shield and Appurtenances
CEND-159 (Pt.4)(Sept.1962) 286 S.

Hendrie, J.M.

Fuel Element and Core Design of the Brookhaven High Flux Beam Reactor
TID-7642 (Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.1-21
BNL-6461

Chernick, J., Hastings, J.M., Downes, K.W., Hendrie, J.M., Kouts, H.J.C.
High Flux Beam Reactor
U.S. Patent 108,212 (1961)
Canadian Patent 706,992 (1962/65) 20 S.

Verschiedenes

Godel, J.B., Hendrie, J.M.

Control Blades for the High Flux Beam Reactor
Nuclear Applications, Vol.4, No.6 (June 1968) S.418-24
BNL-11801

Tichler, P., Baker, L., Isler, R. et al.

Investigating Committee Report of the Nitrate Resin Bed Accident at the
Brookhaven High Flux Beam Reactor
BNL-12460 (May 1968) 31 S.

Kinne, G.C., Tichler, P.R.

Heat Exchanger Tube Vibration and Repair in the High Flux Beam Reactor
BNL-11585 (July 1967) 9 S.
CONF-670713-3

Sastre, C.A.
HFBR Start-Up Experiment
BNL-11243 (Mar. 1967) 6 S.
CONF-670501-4

Weinstock, E.V.
Measurements of the Neutron Beam Characteristics in the Brookhaven High
Flux Beam Reactor
BNL-11245 (Mar. 1967) 28 S.
CONF-670501-5

Baldwin, R., Tichler, P.R., Protter, S.
Primary Coolant Control in the Design of the High Flux Beam Reactor
AED-Conf. 1966-465-36, 9 S.

Lellouche, G., Chernick, J.
The Effect of Xenon on Safety of the HFBR
BNL-10388 (July 1966) 10 S.
CONF-660606-16

Chernick, J.
Neutron Dynamics of Brookhaven's High Flux Beam Reactor
BNL-9510 (1965) 27 S.

Hendrie, J.M., Sheehan, T.V.(ed.)
Report on HFBR Modifications and Tests Preparatory to Operating Authorization
BNL-9308 (1965) 75 S.

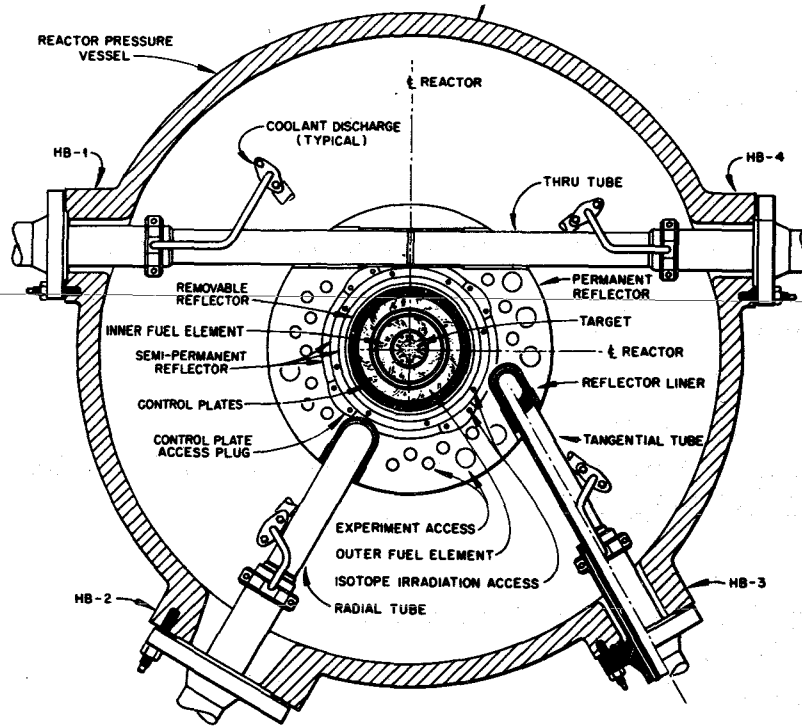
Sastre, C.
HFBR Physics Startup Manual
BNL-9591 (1965) 46 S.

Tichler, P.R.
HFBR Containment Test, April 9, 10, 1965
BNL-9237 (1965) 32 S.

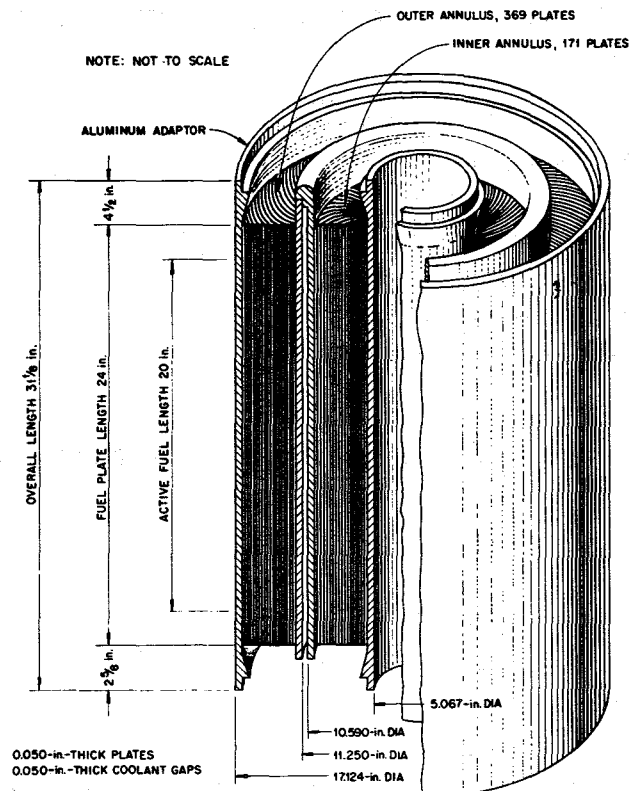
Palevsky, H.
Experimental Equipment and Methods for Inelastic Neutron Scattering Measure-
ments
BNL-8802 (1964) 50 S.
CONF-804-25

Weeks, J.R., McRickard, S.B., Gurinsky, D.H.
High Burn-Up Tests of U-Al Fuel Elements
BNL-6730 (o. J.) 7 S.

Tichler, P.R., Hill, F.B.
Experimental Evaluation of the HFBR Emergency Cooling System
BNL-12476 (April 1963) 33 S.



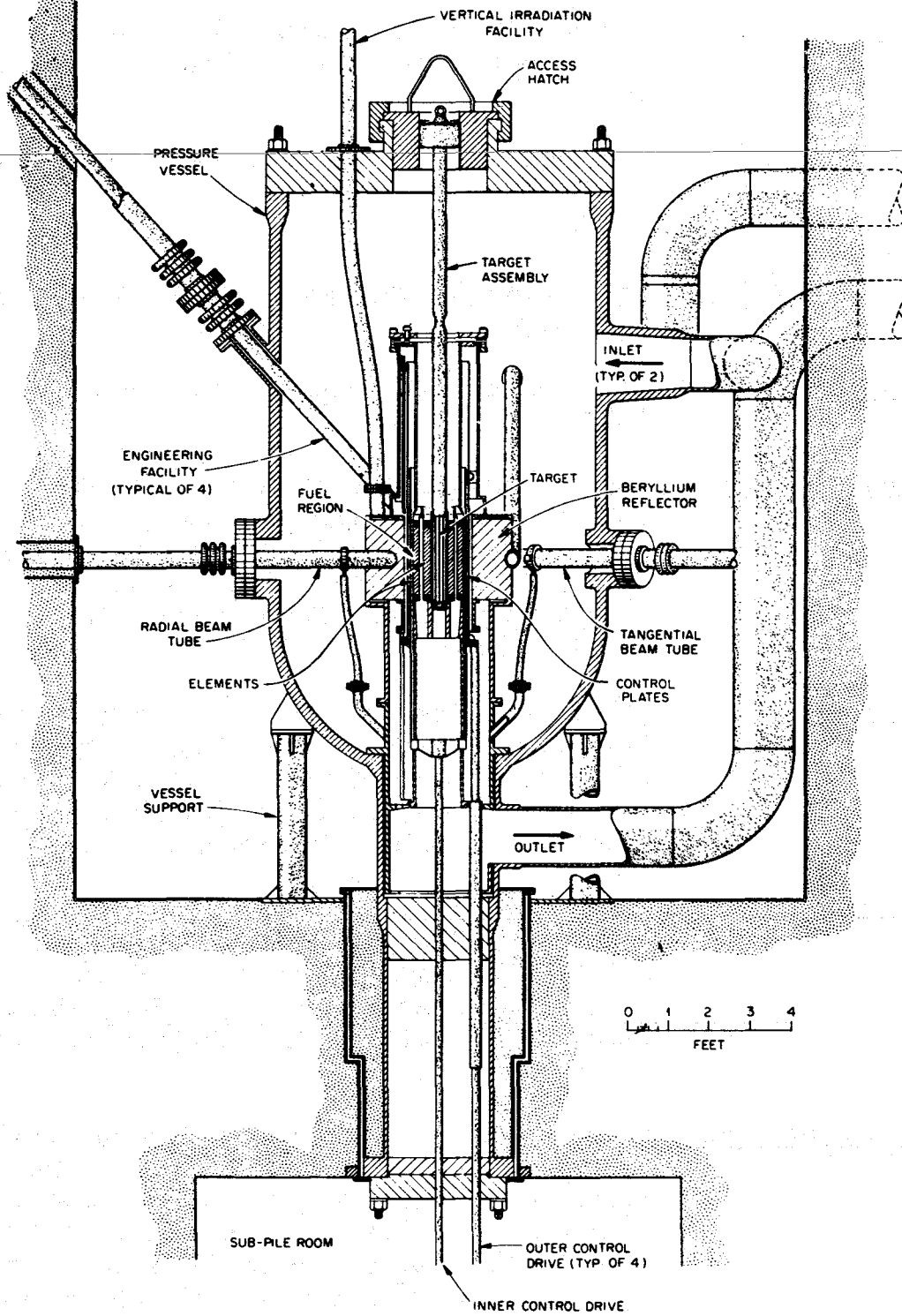
Plan View of Reactor Core.



HFIR fuel element
Aus: ORNL-3572

HFIR, High-Flux Isotope Reactor

- Typ: wassergekühlter und -moderierter Isotopenproduktionsreaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 100 MW
- Ort: Oak Ridge National Laboratory, Oak Ridge, Tennessee, USA
- Eigentümer: USAEC
- Konstrukteur/Betreiber: Oak Ridge National Laboratory/Oak Ridge National Laboratory
- Status: Baubeginn Juli 1961, kritisch am 25. 8. 1965, volle Leistung 9. 9. 1966
- Neutronenflüsse: ungest. max. thermischer Fluss in der Flussfalle $5,5 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, max. thermischer Fluss in der beladenen Flussfalle $2 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, max. nicht-thermischer Fluss in der Brennstoffzone $4,0 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$, max. ungestörter thermischer Fluss im Be-Reflektor $1,6 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- Core: Ein einziges Brennelement bildet das zylindrische Core; Höhe der aktiven Zone 51 cm (20 in.), äusserer Durchmesser des Zylinders (bzw. Brennelements) 43,5 cm (17,1 in.), Corevolumen 50,6 l, Beladung 9,4 kg U 235; zylindrische Flussfalle, Durchmesser 12,9 cm (5.07 in.)
- Brennelement: Brennelement mit 2 ringförmigen Brennstoffzonen aus 369 evolventenförmig gekrümmten Platten (äusserer Ring) und 171 evolventenförmig gekrümmten Platten (innerer Ring); U_3O_8 -Al-Cermet, 93 % anger. Uran, Al-Hülle; Dicke der einzelnen Platte 1,27 mm (0,050 in.); Kühlspalt 1,27 mm (0,050 in.)
- Kühlung und Temperaturen: Kühlmittelgeschwindigkeit im Core $15,5 \text{ m s}^{-1}$ (51 ft s^{-1}); Gesamtstrom ca. 60000 l/min (16000 gpm); Druck am Coreeintritt 42 atü (~600 psig); Eintrittstemperatur 49°C (120°F); Austrittstemperatur 73°C - 91°C (163°F - 196°F); maximaler Wärmefluss 630 W/cm^2 ($2,0 \cdot 10^6 \text{ Btu hr}^{-1} \text{ ft}^{-2}$); maximale Temperatur im Plattenmetall (hot spot) 249°C (480°F)
- Leistungsdichte: max. 4,3 MW/l; im Mittel 1,9 MW/l



Vertical Section of Reactor Vessel and Core.

Aus: ORNL-3572

Regel- und Sicherheitssystem: 2 konzentrische Hohlzylinder zwischen Core und Reflektor; der innere Zylinder dient als Trimm- und Regелеlement; der äussere Zylinder besteht aus vier Segmenten mit 4 Antrieben; die Segmente dienen zum Trimmen und Abschalten; Absorbermaterial: Eu_2O_3 -Al (black region), Ta-Al (gray region); Al (white region)

Druckbehälter: Stahlzylinder, innen und aussen mit rostfreiem Stahl umhüllt, Dicke 7,9 cm (3,1 in.), innerer Durchmesser 239 cm (94 in.), Höhe mit Bodenstück (bottom extension) 755 cm (296 5/8 in.); normaler Arbeitsdruck 42 atü (600 psig), max. Testdruck 109 atü (1550 psig)

Reflektor: zylindrischer Beryllium-Reflektor, 30,5 cm (12 in.) dick, 61 cm (24 in.) hoch, 109 cm (43 in.) äusserer Durchmesser; Wasser

Abschirmung: seitlich 30,5 cm (12 in.) Beryllium, 222 cm (7 1/3 ft) Wasser und 370 cm (12 ft) Beton; Abschirmung oben: Wasser, Abschirmung unten: 228 cm (7 1/2 ft) Wasser und 213 cm (7 ft) Beton

Experimentiereinrichtungen: Flussfalle für Isotopenproduktion, 4 horizontale Strahlrohre, 4 geneigte Rohre, 38 vertikale Bestrahlungspositionen

Zyklusdauer: 22,5 Tage

Kosten: mit Gebäude und Behelfseinrichtungen aber ohne Entwicklungskosten $\$ 15 \cdot 10^6$, Entwicklungskosten $\$ 6,7 \cdot 10^6$, jährliche Betriebskosten mit Brennelementfabrikationskosten, aber ohne Kosten für den verbrauchten Spaltstoff oder für die Wiederaufarbeitung $\$ 3,8 \cdot 10^6$

Literatur

Beschreibungen

Binford, F.T., Cole, T.E., Cramer, E.N.
The High-Flux Isotope Reactor. A Functional Description
Vol. 1. A Text; Vol. 1. B Illustrations
ORNL-3572 (Rev. 2) (Vol. 1. A) (May 1968) 227 S.
ORNL-3772 (Rev. 2) (Vol. 1. B) (June 1968) 174 S.

Cole, T.E.

The Oak Ridge High Flux Isotope Reactor, Design and Initial Operation

ORNL-P-2491 (1966) 32 S.

CONF-660925-1

Swartout, J.A., Boch, A.L., Cole, T.E., Cheverton, R.D., Adamson, G.M.,
Winters, C.E.

The Oak Ridge High Flux Isotope Reactor

Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of
Atomic Energy, Geneva 1964, 7 (1965) S. 360-71 = A/Conf.28/P/221

Winters, C.E.

The High Flux Isotope Reactor

Nuclear Science and Engineering, 17 (1963) S. 443-47

Cheverton, R.D.

Nuclear Design of the HFIR

TID-7642(Bk. 1): Research Reactor Fuel Element Conference September 17-19,
1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S. 89-98

Kritische Experimente, Reaktorphysik

Roux, D.P., Fry, D.N., Robinson, J.C.

Application of Gamma-Ray Detection for Reactor Diagnosis

ORNL-TM-2144 (Mar. 1968) 17 S.

Robinson, J.C.

Analysis of Neutron Fluctuation Spectra in the Oak Ridge Research Reactor
and the High Flux Isotope Reactor

ORNL-4149 (Oct. 1967) iii, 45 S.

Fry, D.N.

On-Line Calibration of HFIR Rods Using the Rod Oscillation Technique

ORNL-TM-1961 (Sept. 1967) 17 S.

Cheverton, R.D., Burke, O.W., Cole, T.E.

HFIR Transients and Reactivity Accountability

ORNL-TM-1747 (Jan. 1967) 61 S.

Lawrence, B.R., Danforth, H.P., Lulloch, J.B.

Mathematical Model for the High Flux Isotope Reactor Reactivity Calculation

ORNL-TM-1472 (Oct. 1966) 27 S.

Lawrence, B.R.

Determination of the Power vs Reactivity Frequency Response Function
of a Power Reactor, with Application to the High Flux Isotope Reactor

ORNL-TM-1471 (July 1966) 38 S.

Fox, J.K., Gilley, L.W., Magnuson, D.W.
Preliminary Solution Critical Experiments for the High-Flux Isotope
Reactor
ORNL-3359 (1963) V, 81 S.

Cheverton, R.D.
Xenon Chase and Samarium Burnup in the HFIR
CF-61-7-87 (July 1961) 14 S.

Cheverton, R.D.
Fuel-Cycle Analysis and Proposed Fuel and Burnable Poison Distribution
and Loading for the HFIR and HFCE-2
CF-61-2-36 (Feb. 1961) 51 S.

Cheverton, R.D.
Void Coefficient of Reactivity Associated with the Island Region of the HFIR
ORNL-TM-114 (Nov. 1961) 7 S.

Kasten, P.R., Cheverton, R.D.
Revised Version of HFIR Critical Experiment-2 (HFCE-2)
CF-61-1-42 (Jan. 1961) 6 S.

Claiborne, H.C., Rakavy, G.
A Transport Calculation of the HFIR Beam Hole Currents
CF-60-12-18 (Dec. 1960) 13 S.

Cheverton, R.D.
HFIR Preliminary Physics Report
ORNL-3006 (o. J.) xiii, 110 S.

Brennelement, Materialien

Adamson, G.M.
Fabrication of Research Reactor Fuel Elements
ORNL-TM-2197 (June 1968) 25 S.

Adamson, G.M., Knight, R.W.
HFIR Fuel Element Production and Operation
ORNL-TM-2196 (June 1968) 20 S.

Cunningham, J.E. (ed.)
Severe Radiation Damage to Aluminum Alloys
ORNL-TM-2138 (Mar. 1968) 52 S.

Beaver, R.J., Richt, A.E., Martin, M.M.
Irradiation Behaviour of Aluminum-Base Dispersions Containing Europium
Oxides
ORNL-4199 (Jan. 1968) 51 S.

McLain, H.A.

HFIR Fuel Element Steady State Heat Transfer Analysis. Revised Version
ORNL-TM-1904 (Dec. 1967) 204 S.

Beaver, R.J., Tackett, J.W., Erwin, J.H. et al.

Initial Development of HFIR Fuel Assemblies
ORNL-4108 (Oct. 1967) v, 66 S.

Collins, W.C., Scott, D.G., Tackett, J.W., Turner, P.W.

Welding of the Control Plates for the High Flux Isotope Reactor
Welding Journal, 46 (Oct. 1967) 833-41

Werner, W.J., Barkman, J.R.

Characterization and Production of U_3O_8 for the High-Flux Isotope Reactor
ORNL-4052 (Apr. 1967) iii, 33 S.

Reynolds, J.W., Shipp, R.L., Sliski, T.F., Longaker, W.H., Klindt, K.K.

HFIR Homogeneity Scanner, Production Model, Operating and Maintenance
Manual

ORNL-TM-1687 (Feb. 1967) 46 S.

Gregg, J.L., Crouse, R.S., Werner, W.J.

Swelling of UAl_3 -Al Compacts
ORNL-4056 (Jan. 1967) 14 S.

English, J.L., Griess, J.C.

Dynamic Corrosion for the High Flux Isotope Reactor
ORNL-TM-1030 (Sept. 1966) 43 S.

Walker, V.A., Graber, M.J., Gibson, G.W.

ATR Fuel Materials Development Irradiation Results - Part II
IDO-17157 (June 1966) xi, 99 S.

McWherter, J.R., Schappel, R.E., McGuffey, J.R.

HFIR Pressure Vessel and Structural Components Material Surveillance
Program

ORNL-TM-1372 (Jan. 1966) 46 S.

English, J.L., Griess, J.C.

Laboratory Corrosion Studies for the High Flux Isotope Reactor
ORNL-TM-1029 (1965) 40 S.

Watts, T.D., Werner, W.J., Hammond, J.P.

Calculations of Charge and Contour Dimensions of Powder-Loading Assembly
Used in the Production of HFIR Composite Fuel Compacts
ORNL-TM-1193 (1965) 15 S.

McClung, R.W.

Development of Nondestructive Testing Techniques for the High Flux Isotope Reactor Fuel Element
ORNL-3780 (1965) 21 S.

Adamson, G.M., McWherter, J.R.

Specifications for High Flux Isotope Reactor Fuel Elements - HFIR-FE-1
ORNL-TM-902 (1964) 47 S.

Watts, T.D., Sinha, K.K.

Compatibility of Cadmium-Bearing Materials with the High Flux Isotope Reactor Fuel Plate Constituents
ORNL-TM-647 (1963) 22 S.

Hilvety, N., Chapman, T.G.

Thermal Design of the HFIR Fuel Element
TID-7642(Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.138-51

Martin, M.M., Erwin, J.H., Leitten, C.F.

Fabrication Development of the Involute-Shaped High Flux Isotope Reactor Fuel Plates
(TID-7642 (Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.268-89

Tackett, J.W., Erwin, J.H., Leitten, C.F., Slaughter, G.M.

Assembly and Welding Development for the High-Flux Isotope Reactor Fuel Element
TID-7642 (Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September 17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o.J.) S.290-314

Sicherheitsfragen, Regelung, Steuerung

Scott, R.L.

Curium Decontamination of Water-Cooled Reactors
Nuclear Safety, 9/4 (July-Aug. 1968) S.322-23

Bates, A.E.G., Epler, E.P., Oakes, L.C.

Features and Operating Experience with the HFIR Protection System
Nuclear Applications, 4 (May 1968) S.289-96

Anderson, J.L.

Nuclear Instrument Module Maintenance Manual. Part 30. HFIR Test Module,
ORNL Model Q-2630
ORNL-TM-1638 (Pt.30)(Mar.1968) 15 S.

Bullock, J. B.

Reactivity Anomaly Detection in the HFIR with an On-Line Computer
CONF-671011 (Jan. 1968) S. 61-68

Anderson, J. L.

On-Line Testing of Safety Instrumentation for the HFIR
CONF-671011: Epler, E. P., Roux, D. P. (eds): Incipient Failure Diagnosis
for Assuring Safety and Availability of Nuclear Power Plants, Conference
Proceedings, Gatlinburg, Tennessee, Oct. 30-Nov. 1, 1967 (Jan. 1968) S. 16-27

Johnson, E. B.

Critical Lattices of High Flux Isotope Reactor Fuel Elements
ORNL-TM-1808 (Mar. 1967) 10 S.

Binford, F. T., Cole, T. E., Cramer, E. N. (ed.)

The High Flux Isotope Reactor Accident Analysis
ORNL-3573 (Apr. 1967) xvi, 274 S.

Oak Ridge National Lab., Tenn.

Operating Safety Limits for the High Flux Isotope Reactor (HFIR) (100 MW
Maximum Power)
ORNL-TM-1532(Rev.) (Spt. 1966) 11 S.

Raffety, S. J., Thomas, J. T.

Experimental Determination of Safe Handling Procedures for High Flux Isotope
Reactor Fuel Elements Outside the Reactor
ORNL-TM-1488 (July 1966) 23 S.

Russell, J. A., Knowles, D. J.

Description of Facility Radiation and Contamination Alarm Systems Installed
in the High-Flux Isotope Reactor Facility - Building 7900
ORNL-TM-1393 (1965) 18 S.

Adams, R. E., Browning, W. E., Cottrell, W. B., Parker, G. W.

The Release and Adsorption of Methyl Iodine in the HFIR Maximum Credible
Accident
ORNL-TM-1291 (1965) 41 S.

De Lorenzo, J. T.

HFIR Cladding-Failure Detector
ORNL-TM-1388 (1965) 7 S.

Oakes, L. C.

A Second Generation of Reactor Control Systems as Applied to the High
Flux Isotope Reactor
ORNL-TM-1259 (1965) 29 S.

Hilvety, N.
Preliminary Hot Spot Analysis of the HFIR
CF-60-3-12 (1960) 42 S.

Verschiedenes

High Flux Isotope Reactor Quarterly Reports

ORNL-TM-2078 (Nov. 1967) 23 S. ORNL-TM-2295 (July 1968) 22 S.
ORNL-TM-2017 (Sept. 1967) 18 S.
ORNL-TM-1895 (June 1967) 29 S.
ORNL-TM-1811 (Mar. 1967) 22 S.
ORNL-TM-1752 (Jan. 1967) 21 S.
ORNL-TM-1963 (Aug. 1967) 25 S.
ORNL-TM-1962 (Aug. 1967) 29 S.

Hayden, K. D.
Survey of Hydraulic Modeling Experience for Reactor Core Systems
BNWL-518 (Aug. 1967) 49 S.

Protter, S. R.
Water Quality Control in the HFIR
BNL-11561 (June 1967) 16 S.

Sease, J. D.
Fabrication of Target Elements for the High-Flux Isotope Reactor
ORNL-TM-1712 (Mar. 1967) 113 S.

Swanks, J. H.
In-Place Iodine Filter Tests at the High Flux Isotope Reactor
ORNL-TM-1677 (Dec. 1966) 17 S.

Du Pont de Nemours (E. I.) and Co; Aiken, S. C. Savannah River Lab.
Large Scale Production and Application of Radioisotopes. Proceedings
of the American Nuclear Society National Topical Meeting, March 21-23,
Augusta, Georgia
DP-1066 (Vol. I., Vol. II) (May 1966) 333 S., 290 S.

Dixon, G. J.
HFIR Preoperational Vibration and Hydraulic Test Program
ORNL-P-1501 (1965) 16 S.
CONF-650710-7

Jenks, G. H.
Effects of Reactor Operation on HFIR Coolant
ORNL-3848 (1965) vii, 81 S.

Kouts, H.

Beam-Tube Design for the High-Flux Beam Reactor
Journal of Nuclear Energy, Pts. A and B (1963) S. 153-63
BNL-6742

Chapman, T.G., Stevens, P.N.

Pressure Equalization by Fluid Exchange Between Parallel Flow Channels
ORNL-TM-456 (1963) 79 S.

McWherter, J.R., Chapman, T.G.

Mechanical and Hydraulic Design of the HFIR
TID-7642(Bk.I): Research Reactor Fuel Element Conference, September
17-19, 1962, Gatlinburg, Tennessee (o. J.) S. 99-111

Hilvety, N.

After Shutdown Cooling Requirement in the HFIR
CF-61-7-60 (July 1961) 9 S.

Hilvety, N., Haack, L.A., McWherter, J.R.

HFIR Pool Criteria
CF-61-3-82 (Mar. 1961) 48 S.

Hilvety, N.

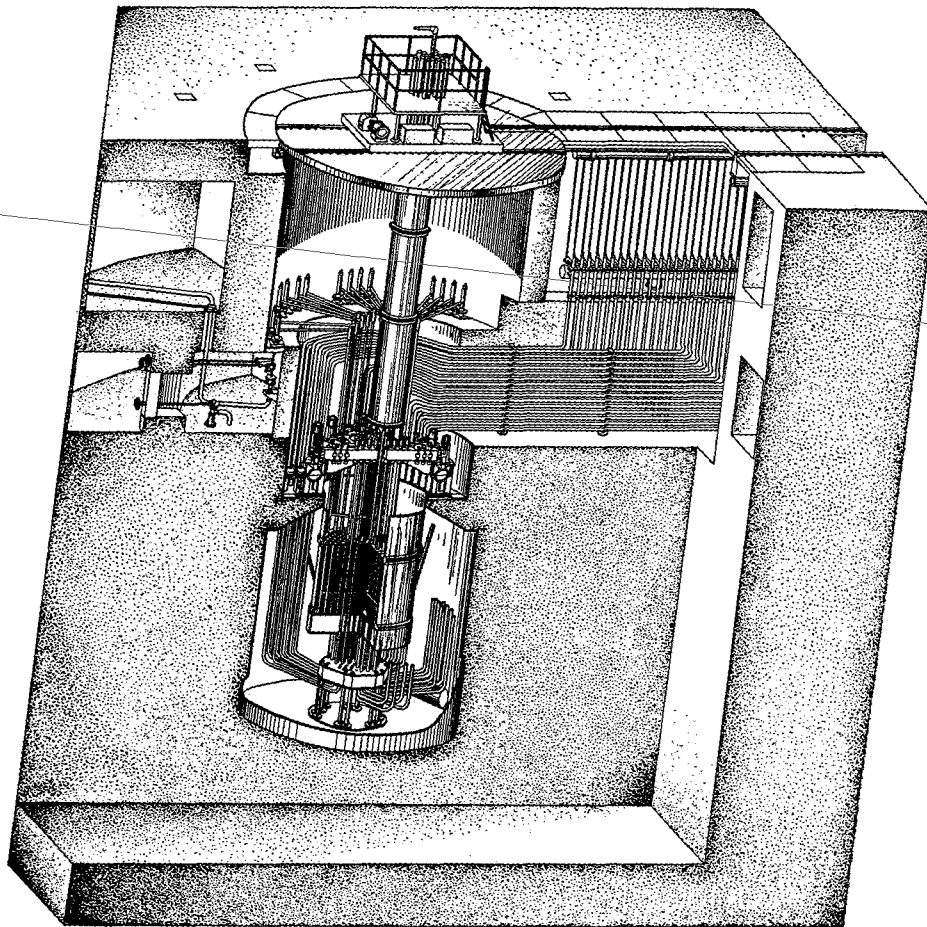
HFIR Beryllium Reflector Preliminary Design Report
CF-61-2-81 (Feb. 1961) 27 S.

Gambill, W.R., Bundy, R.D.

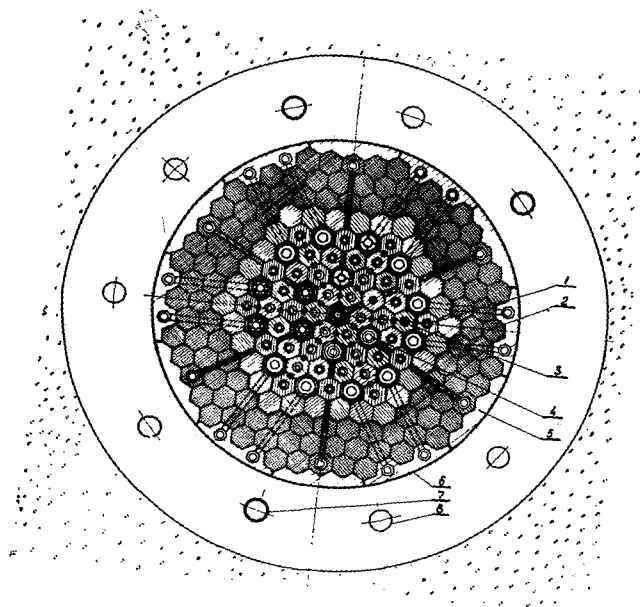
HFIR Heat-Transfer Studies of Turbulent Water Flow in Thin Rectangular
Channels
ORNL-3079 (o. J.) iii, 72 S.

McLain, H.A.

After Shutdown Heating in the HFIR
CF-60-12-118 (Dec. 1969) 27 S.



The MIR reactor.
 Power output 100,000 kw
 Maximum neutron flux 1.5×10^{16} n/cm²/sec



- 1 Beryllium
- 2 Graphit
- 3 Brennelement
- 5 Aluminium
- 6 Core-Gefäß
- 7/8 Ionisationskammern

MIR, Sowjetischer Forschungs- und Testreaktor

- Reaktortyp: wassergekühlter, sowie wasser- und Be-moderierter Forschungs- und Testreaktor (Druckröhren in Swimming-pool) mit einer thermischen Leistung von 100 MW
- Ort: Melekess, UdSSR
- Konstrukteur/Betreiber: /Wissenschaftliches Forschungsinstitut für Atomenergiereaktoren, Melekess
- Status: 1968 in Betrieb
- Neutronenflüsse: max. thermisch in der zentralen Flussfalle $1,5 \times 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$,
max. thermisch in der Brennstoffzone $5 \times 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$,
gemittelt thermisch in der Brennstoffzone $2,5 \times 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$,
max. schnell ($E \geq 0,5 \text{ MeV}$) $3 \times 10^{14} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- Core: Höhe der hexagonalen Brennstoffzone 100 cm
Gitterabstand 150 mm, max. 33 röhrenförmige Brennelementkassetten in hexagonalen Berylliumblöcken
- Brennelement: Brennelementrohr mit 3 geraden Abstandsrippen, Uran-Aluminiumlegierung (90 % angereichert), Aluminiumhülle, U 235 Gewicht je Kassette 350 g
- Kühlung und Temperaturen: Gesamtkühlmittelstrom im primären Kühlkreislauf 33000 l/min (2000 t/hr), Kühlmittelstrom im Poolkreis 16500 l/min (1000 t/hr), Kühlmittelgeschwindigkeit im Brennelement 10 m/s, Eintrittsdruck 12,4 at Austrittsdruck 8,6 at (Kassette mit höchster Leistungsdichte), Eintrittstemperatur 40°C , Austrittstemperatur 83°C , max. Temperatur an der Brennelementhülle 147°C , max. Wärmefluss 390 W/cm^2 ($3,4 \times 10^6 \text{ kcal/m}^2 \text{ hr}$)
- Leistungsdichte: max. 280 kW/l
- Regel- und Sicherheitssystem: 2 Regelstäbe, 6 Sicherheitsstäbe (3,7 % $\Delta k/k$) 20 Trimmstäbe (8,0 % $\Delta k/k$) aus Boral in rostfreiem Stahl zwischen den Berylliumblöcken; bis zu 22 bewegliche Brennelementkassetten mit Cd in rostfreiem Stahl (15 % $\Delta k/k$)
- Druckgefäß: Druckrohre, die durch die Berylliumblöcke des Cores führen

Reflektor: 1. Zone: hexagonale Berylliumblöcke, 2. Zone: hexagonale Graphitblöcke

Abschirmung: Wasser, Beton

Experimentiereinrichtungen: 18 Loop-Kanäle durch das Core

Zyklusdauer: 21 Tage

Literatur:

Bovin, A.P., Bulkin, Y.M. et al.

[Russ.] Specific Problems of Designing Research Reactors with Testing Loops - the MIR Loop Reactor

Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, 7 (1965) S. 231-44 = A/Conf. 28/P/321

Goncharov, V.V.

Review of Work on Research Reactors and their Application in the USSR.

Atomnaja energija, 17 (Oct. 1964) No. 4, S. 258-69

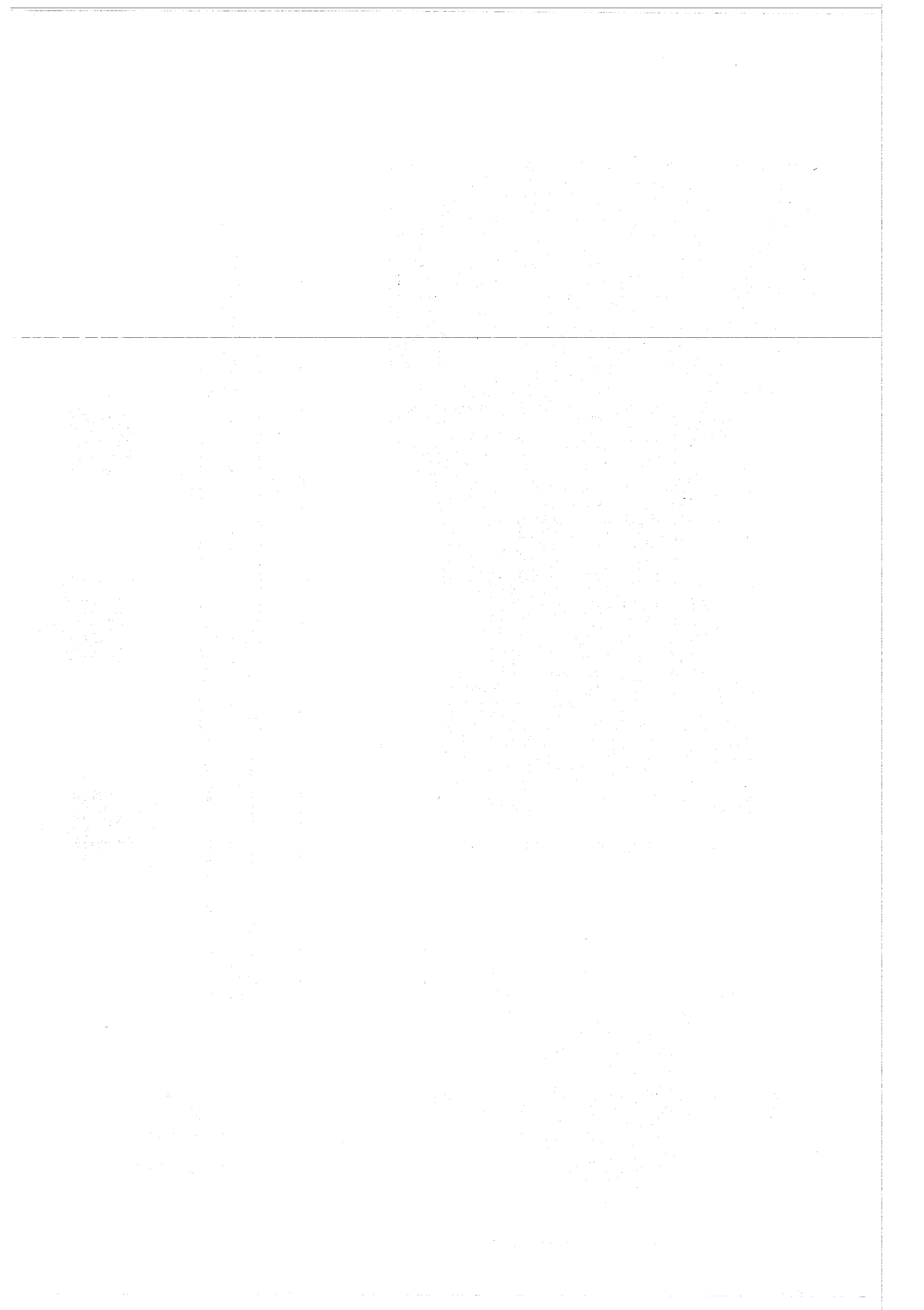
Soviet Atomic Energy, 17 (Oct. 1964) No. 4, S. 989-99

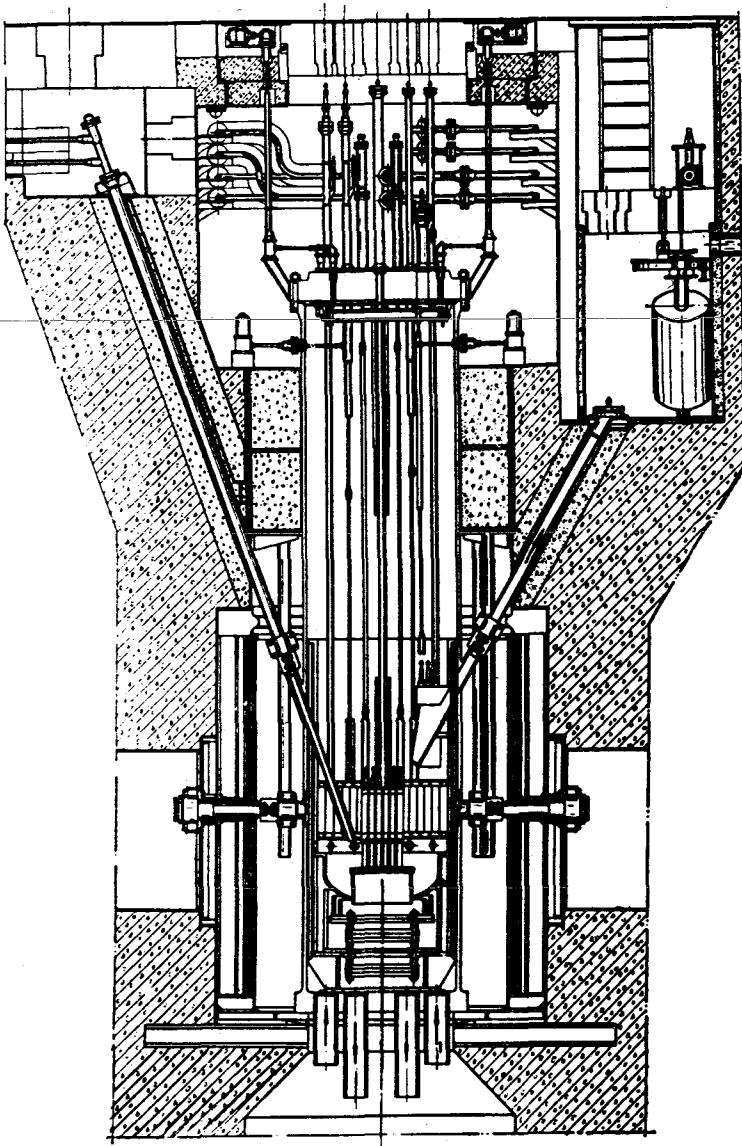
Energie Atomique, 17 (Oct. 1964) No. 4, S. 28-43

Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, 7 (1965) S. 384-97 = A/Conf. 28/P/296

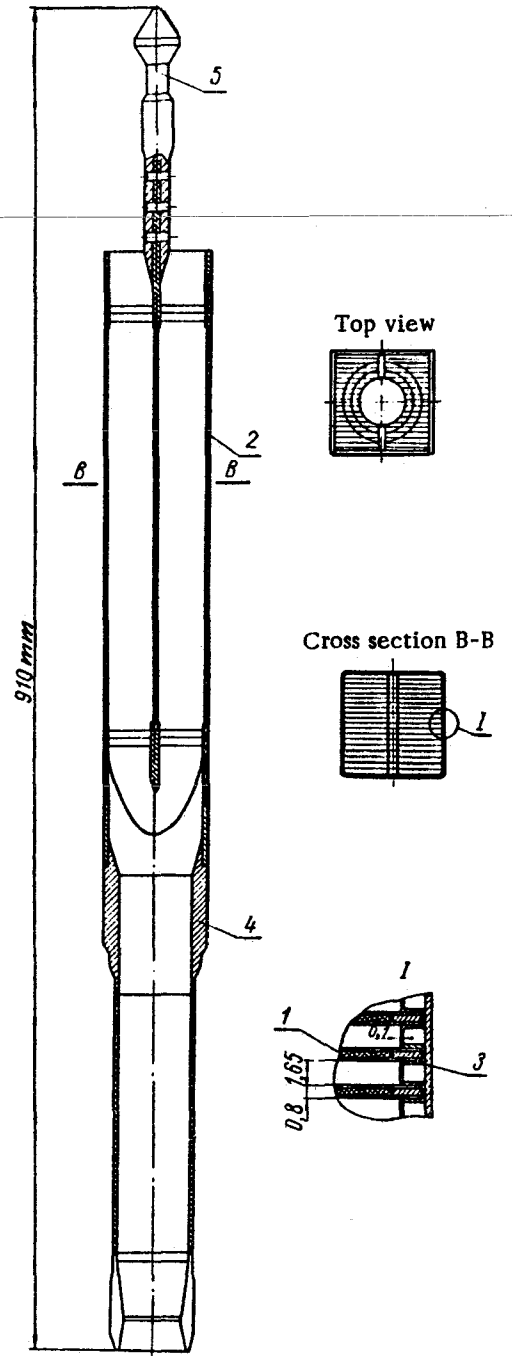
MIR Research Reactor at Melekess is Now in Action.

Nuclear Engineering, 13 (March 1968) S. 165

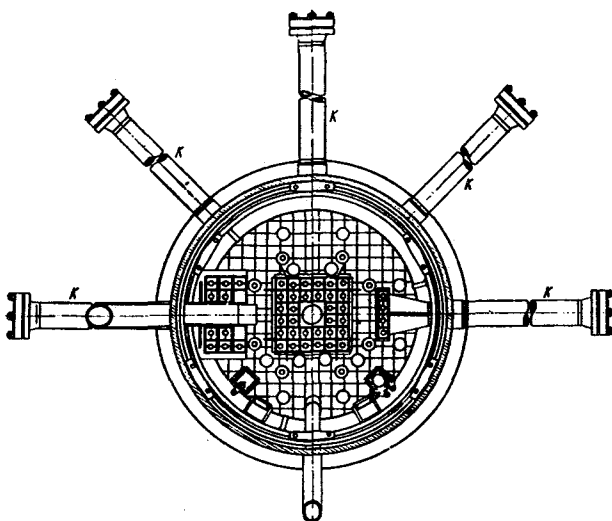




Schematic cross-section of the SM-2 reactor.



- 1 fuel plate
- 2 jacket
- 3 spacing rack
- 4 stem
- 5 holding head



Top view of the reactor core (K: horizontal channels).

SM-2, Sowjetischer Hochflussreaktor

- Reaktortyp: wassergekühlter und -moderierter Test- und Isotopenproduktionsreaktor (Flussfalle) vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 70 MW
- Ort: Melekes, UdSSR
- Eigentümer:
- Konstrukteur/Betreiber: Nationale Organisation der UdSSR/Wissenschaftliches Forschungsinstitut für Atomenergiereaktoren, Neu-Melekes
- Status: kritisch Okt. 1961, Okt. 1963 55 MW, jetzt 70 MW, Erhöhung auf 100 MW geplant
- Neutronenflüsse: max. thermischer Fluss bei einer Leistung von 50 MW in der unbeladenen Flussfalle $2,5 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$; schneller Fluss (> 1 MeV) im Core $> 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- Core: quaderförmig, 42 cm x 42 cm x 28 cm; im Zentrum quaderförmige Flussfalle 14 cm x 14 cm x 28 cm
- Brennelement: Brennelementkassette (7 cm x 7 cm x 28 cm) aus 54 Platten (28 cm x 33,4 cm); UO_2 -Ni-Cermet 90 % anger., Ni-Hülle 0,15 mm; Dicke der Platte 0,8 mm, Kühlspalt 1,65 mm
- Kühlung und Temperatur: 4 primäre Kühlkreisläufe, Gesamtstrom 33000 l/min; Kühlmittelgeschwindigkeit im Core 6,5 m/s; Kühlmittel- druck 50 at; Kühlmitteltemperatur ca. 80 °C; max. Temperatur an der Oberfläche der Hülle ca. 200 °C; max. Wärmefluss 700 W/cm^2 ($6 \times 10^6 \text{ kcal m}^{-2} \text{ h}^{-1}$)
- Leistungsdichte: max. 4,5 MW/l; im Mittel 1,6 - 1,7 MW/l
- Regel- und Sicherheitssystem: 4 Regelstäbe im Beryllium-Reflektor, 4 Sicherheitsstäbe im Corezentrum ($2,8 \% \frac{\Delta k}{k}$), 4 Trimmstäbe an den Quaderecken ($4,5 \% \frac{\Delta k}{k}$)
- Druckgefäß: Durchmesser 1,5 m; Höhe 7 m; Arbeitsdruck 50 at
- Reflektor: früher Berylliumoxid, jetzt Beryllium-Metall
- Abschirmung: Der Reaktor befindet sich in einem Beton-Schacht.

Experimentiereinrichtungen: 5 horizontale Kanäle, 1 geneigter Kanal, 18 vertikale Kanäle; 5 der 18 vertikalen Kanäle sind mit Experimentier-loops (3 Wasser-Loops, 2 Gas-Loops) belegt

Zyklusdauer: 3 bis 4 Brennelemente werden alle 5 Tage ausgewechselt

Kosten:

Bemerkungen: Die Leistung des Reaktors soll auf 100 MW erhöht, die Höhe der aktiven Zone auf 40 - 50 cm vergrößert werden. Der max. thermische Neutronenfluss in der Flussfalle soll dabei auf $(5-8) \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ steigen

Literatur

Feinberg, S.M., Dolležal', N.A., Emel'janov, I.Ja., Grjazev, V.M.; Vorob'ev, E.D., Cykanov, V.A., Kočenov, A.S., Bulkin, Ju.M., Ageenkov, V.I., Aver'janov, P.G.

Physical and Operational Characteristics of the SM-2 Reactor
Proceedings of the Third International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, Geneva 1964, 7 (1965) S.384-97 = A/Conf.28/P/320
Atomnaja energija, 17 (1964) S.452-63
Energie atomique, 17 (Dec.1964) S.48-67

Goncharov, V.V.

Review of Work on Research Reactors and their Application in the USSR
Atomnaja energija, 17 (Oct.1964) no.4, S.258-69
Soviet Atomic Energy, 17 (Oct.1964) No.4, S.989-99
Energie atomique, 17 (Oct.1964) No.4, S.28-43

Feinberg, S.M., Vorobiev, E.D., Gryazev, V.M., Klimentov, V.B., Lyashenko, N.Y., Tsykanov, V.A.

An Intermediate Reactor for Obtaining High Intensity Neutron Fluxes
Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy, 10 (1958) S.296-320 = A/Conf.15/P/2142

Feinberg, S.M. et al

The 50 MW Research Reactor SM
Reactor Science and Technology (Journal of Nuclear Energy Pts. A/B) 16 (1962) S.533-42 = Atomnaja energija, 8 (Juni 1960) S.493-504

Chushkin, Yu.V., Davijdov, E.F. et al.

[Russ.] Radiation Stability of SM-2 Reactor Plate Fuel Elements
Atomnaja energija, 24 (Mai 1968) S.432-5
Energie atomique, 24 (Mai 1968) S.24-26

Tsykanov, V.A., Kormushkin, Yu.P., Zaletnykh, B.A., Klimenkova, N.A., Korotkov, R.J.

[Russ.] Effect of Moderator Density Variation in the Flux Trap of the SM-2 Reactor on Reactivity

Atomnaja energija, 24 (Jan. 1968) No. 1, S. 84-5

Energie atomique, 24 (Jan. 1968) No. 1, S. 131-4

Tsykanov, V.A., Kormushkin, Yu.P., Klimenkova, N.A. et al.

[Russ.] Investigation of the Optimum Position of the Neutron Beam Tubes in the SM-2 Reactor

Atomnaja energija, 22 (Mai 1967) No. 5, S. 411-12

Energie atomique, 22 (Mai 1967) No. 5, S. 123-5

Tsykanov, V.A., Aver'janov, P.G., Zverov, V.A., Kusovnikov, A.S. et al.

[Russ.] Betriebserfahrungen am Forschungsreaktor SM-2

Kernenergie, 9 (1966) H. 10, S. 310-15

Nefedov, V., Neverov, V., Safonov, V., Sansonov, B., Tsykanov, V.

[Russ.] The Experimental Possibilities of the SM-2 Reactor and the Methods of Experiments Accomplished in the High Flux Reactor

Research Reactor Experimental Techniques. Proceedings of a Study Group

Meeting Held by I.A.E.A. at Bucharest 26-31 October 1964. Bucharest:

Editura Republicii Socialiste Romania 1966. S. 173-84

Gambill, W.R.

Burnout in Boiling Heat Transfer

Nuclear Safety, 7 (1966) No. 4, S. 436-43

Feinberg, S.M.

Prospects for the Development of Research Reactors

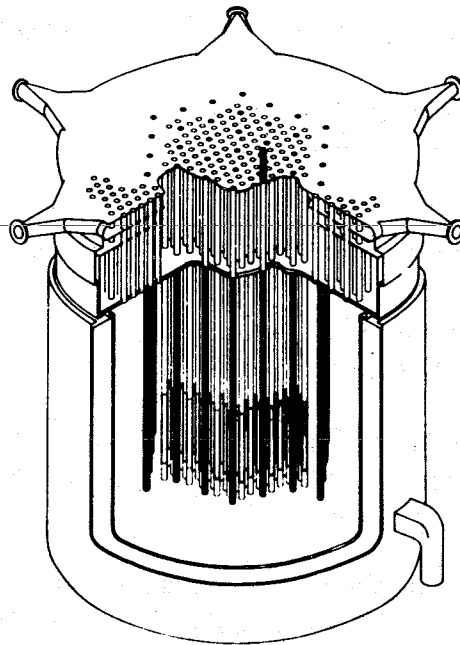
AEC-TR-6825 (o. J.) 40 S.

IAF-986

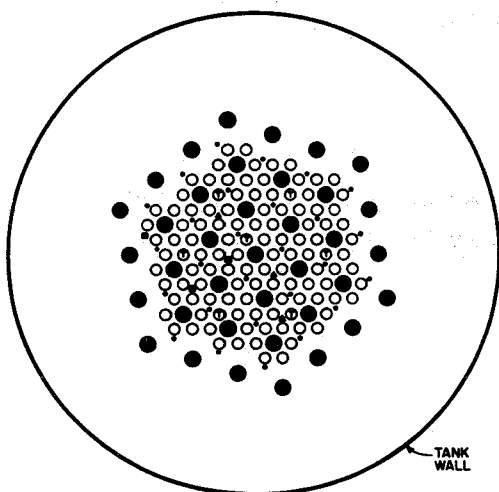
Atomic Energy Commission, Washington

Nuclear Reactors in the Soviet Union. Report of Reciprocal Exchange Trip to U.S.S.R. by U.S. Atomic Scientists, December 11-22, 1964

WASH-1060 (1964) 67 S.

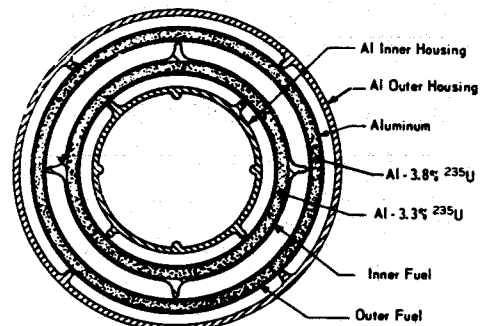


HIGH FLUX DEMONSTRATION LATTICE IN A SAVANNAH RIVER REACTOR



- Fuel Position (107)
- Target Position (7)
- ▲ Irradiation Thimble (3)
- Control Rod Cluster (19 in core, 10 in reflector)
- ◆ Safety Rod (27)
- Axial Flux Monitor (3)

FACE MAP OF HIGH FLUX LATTICE



Dimension, inches	
Outer housing, OD	3.420
Outer housing, ID	3.300
Clad outer fuel, OD	3.020
Bare outer fuel, OD	2.960
Bare outer fuel, ID	2.796
Clad outer fuel, ID	2.736
Clad inner fuel, OD	2.354
Bare inner fuel, OD	2.294
Bare inner fuel, ID	2.108
Clad inner fuel, ID	2.048
Inner housing, OD	1.740
Inner housing, ID	1.640

CROSS SECTION OF HIGH FLUX FUEL ASSEMBLY

SRHFD, Savannah River High Flux Demonstration

- Typ:** schwerwassergekühlter und -moderierter Produktionsreaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 735 MW
- Ort:** Savannah River Plant, Aiken, South Carolina, USA
- Eigentümer:** USAEC
- Konstrukteur/Betreiber:** E. J. Du Pont de Nemours and Co. / E. J. Du Pont de Nemours and Co.
- Status:** als Hochflussreaktor seit Februar 1965 in Betrieb, als Produktionsreaktor (C-Reaktor) seit 1955 in Betrieb
- Neutronenflüsse:** max. thermisch $4,8 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ (4. Zyklus); im Mittel thermisch $> 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$; max. Flüsse von $> 10^{16} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ sind bei Änderung der Brennelemente erreichbar.
- Core:** hexagonales Core, Durchmesser ca 210 cm (ca 7 ft), Höhe ca 180 cm (ca 6 ft); Abstand benachbarter Brennelemente in einer Reihe des hexagonalen Gitters 17,8 cm (7 in.); Beladung 8,5 kg U 235; Corevolumen ca 6,7 m³
- Brennelement:** Brennelement aus 2 konzentrischen Brennstoffrohren; innerer Durchmesser des inneren Rohres 52,02 mm (2,048 in.); äusserer Durchmesser des äusseren Rohres 76,71 mm (3,020 in.); Dicke des inneren Rohres 7,77 mm (0,306 in.); Dicke des äusseren Rohres 7,21 mm (0,284 in.); Brennstoff aus Al-3,3 % U 235 (innen) und Al-3,8 % U 235 (ausseren); Al-Umhüllung, innen und aussen je ein Kühlmittelführungsrohr aus Al
- Kühlung und Temperaturen:** Kühlmittelgeschwindigkeit bis 21 m/s (70 ft/s); Gesamtkühlmittelstrom 338000 l/min (89300 gpm); Kühlmittelintrittstemperatur 20 °C, Kühlmittelaustrittstemperatur (heissester Kanal) 74 °C, Eintrittsdruck 10,9 at (155 psia), Druckabfall ca 9 at (130 psia) max. Wärmefluss 700 W/cm^2 ($2,23 \cdot 10^6 \text{ Btu/ft}^2 \text{ h}$), max. Temperatur an der Brennelementoberfläche 130 °C
- Leistungsdichte:** max. 2 MW/l, im Mittel 0,11 MW/l

Regel- und Sicherheitssystem: 37 Regelstabanordnungen aus je 7 Stäben und 27 Sicherheitsstäbe im Core- und Reflektorbereich, Stabmaterial Kadmium mit Al-Hülle

Reaktortank: Zylinder aus rostfreiem Stahl; Durchmesser ca 5,70 m (18 ft 7 in.), Höhe 4,70 m (15 ft 4 in.)

Reflektor: 1,5 m D₂O

Abschirmung: therm. Abschirmung seitlich 51 cm (20 in.) Eisen und Leichtwasser, oben und unten 102 cm (40 in.) rostfreier Stahl und Leichtwasser; biologische Abschirmung 150 cm (5 ft) dicker Beton

Experimentiereinrichtungen: 7 Targetpositionen zur Erzeugung von Transplutonium-Elementen, 3 Bestrahlungs-"Thimbles"

Zyklusdauer: zunächst 6-8 Tage, später 8-10 Tage

Literatur

Crandall, J.L. (comp.)

The Savannah River High Flux Demonstration - Papers Presented at the Eleventh Annual Meeting. The American Nuclear Society, Gatlinburg, Tennessee, June 21, 1965
DP-999 (1965) 86 S.

Dunklee, A.E., Jewell, C.E.

Zero-Power Measurements on a High-Flux Demonstration Lattice
DP-1076 (Apr. 1967) 63 S.

Ice, C.H.

Production of the Transplutonium Elements at Savannah River
DP-MS-66-69 (Oct. 1966) 18 S.

Occhipinti, E.S., Mix, P.E., Stutheit, J.S., Field, F.R.

High-Flux Operation via Analog Computer
Nuclear Applications, 2 (Oct. 1966) No. 5, S. 363-70

Dukes, E.K., Folger, R.L., Carothers, G.G., Banick, C.J., Donnan, M.Y.

Yield of Cm 244 in the SRP High Flux Reactor
DP-1046 (Aug. 1966) 10 S.

Holcomb, H.P.

Yields of Transcurium Nuclides in the SRP High Flux Reactor
DP-1137 (Dec. 1967) 11 S.

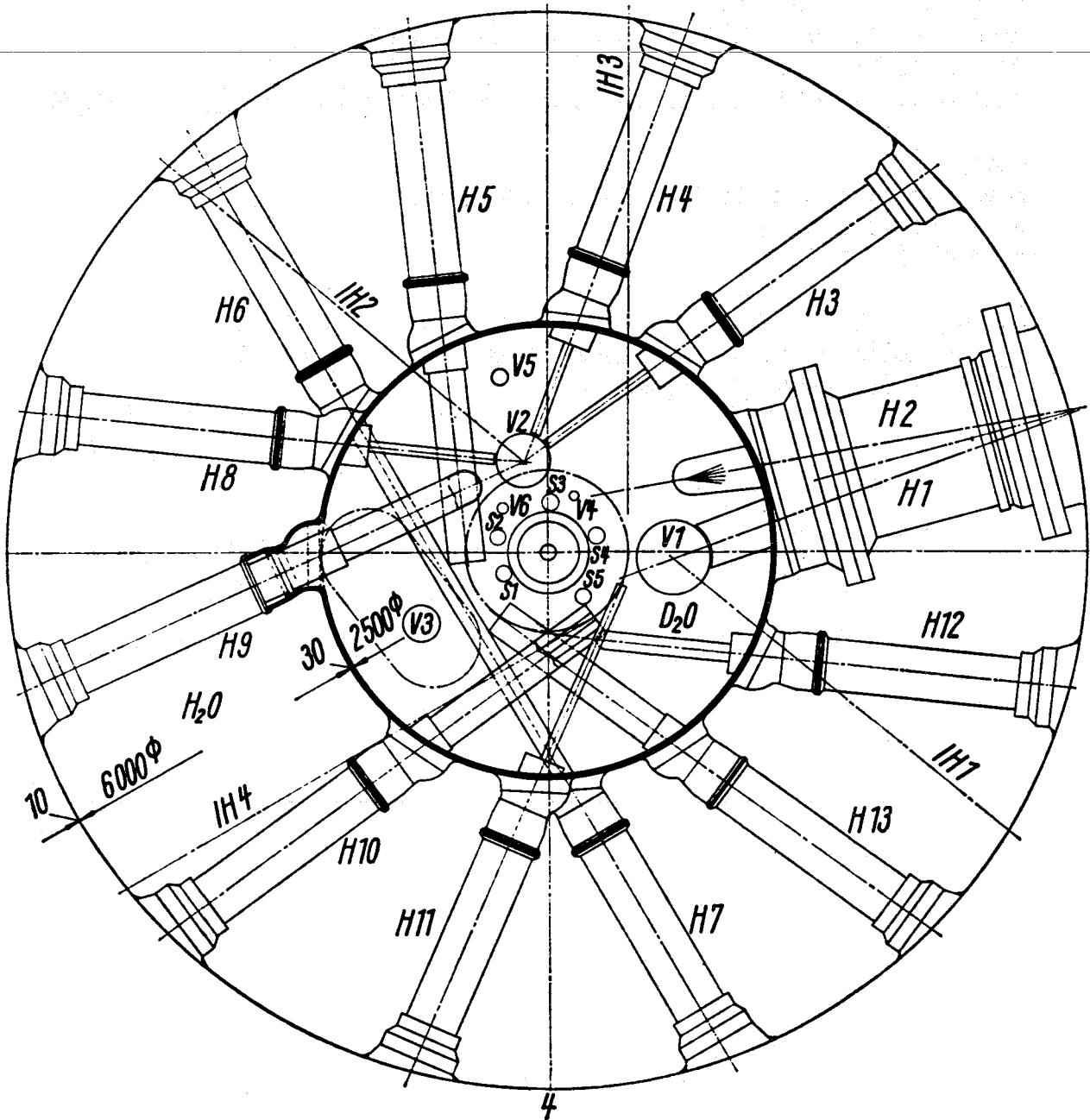
Du Pont de Nemours (E.I.) and Co; Aiken, S.C. Savannah River Lab.
Large Scale Production and Applications of Radioisotopes. Proceedings of the
American Nuclear Society National Topical Meeting, March 21-23, Augusta,
Georgia
DP-1066 (Vol. 1.II.)(May 1966) 333 S., 290 S.

Overbeck, W.P., Ice, C.H., Dessauer, G.
Production of Transplutonium Elements at Savannah River
DP-1000 (1965) 16 S.
CONF-651102-42: 13th Conference on Remote Systems Technology, Washington

Floyd, J.J.
Irradiation Techniques in Very High Flux Reactors
BNL-9654 (1965) 25 S.
CONF-651117-1

Hennelly, E.J.
Highest Neutron Flux. Savannah River Reactor Sets New Records
Nuclear News, 8 (1965) No.6, S.19-22

Hochflussreaktoren im Bau



Deutsch-Französischer Hochflussreaktor
Anordnung der Experimentiereinrichtungen

Deutsch-Französischer Hochflussreaktor

Typ: schwerwassergekühlter und -moderierter Strahlrohrreaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 57 MW

Ort: Grenoble, Frankreich

Eigentümer: Max von Laue - Paul Langevin Institut

Konstrukteur/Betreiber: CEN Grenoble, CEN Saclay, Kernforschungszentrum Karlsruhe/ Max von Laue - Paul Langevin-Institut

Status: Baubeginn 1968

Neutronenflüsse: max. therm. ungestört $1,5 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ (im Reflektor); thermisch gestört $1,0 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$

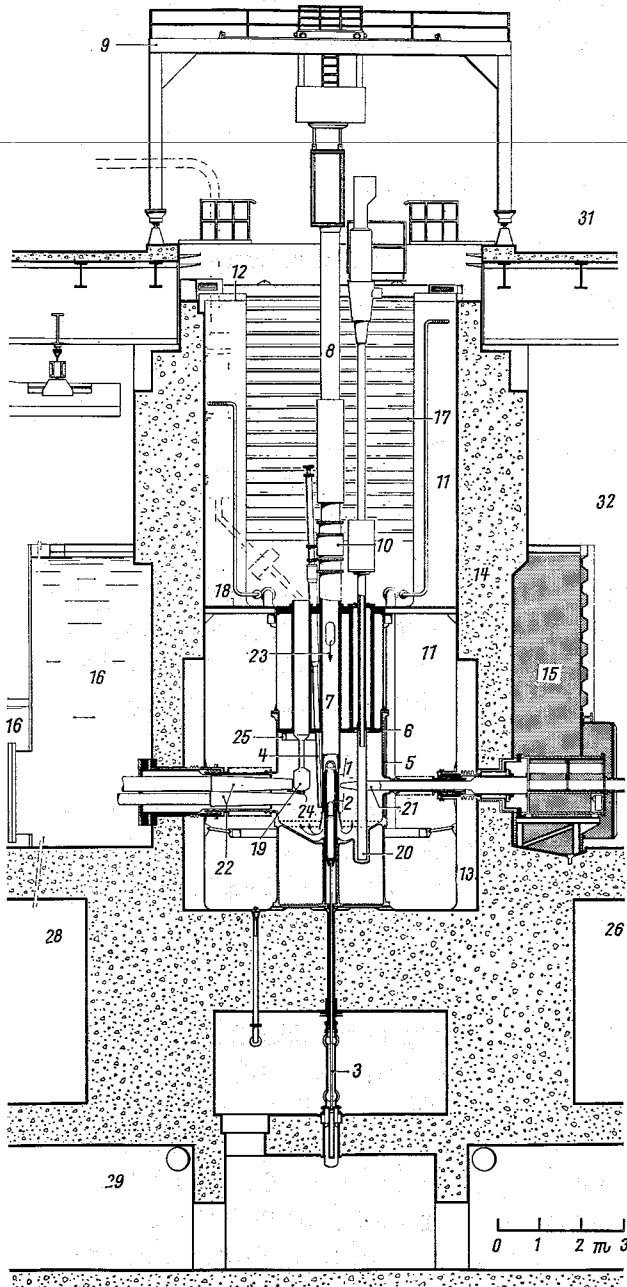
Core: zylindrisch, Höhe der aktiven Zone 80 cm, äußerer Durchmesser 39 cm, innerer Durchmesser 28 cm, Corevolumen 46,3 l, ringförmige Brennstoffzone (HFIR-Typ-Brennelement), zentrale Zone mit D_2O gefüllt, Gesamtbeladung 8,57 kg U 235

Brennelement: HFIR-Typ mit nur einer einzigen ringförmigen Brennstoffzone; aus 280 evolventenförmig gekrümmten Platten; Brennstoff $\text{U-Al}_3\text{-Al}$, 93 % anger., Al-Fe-Ni-Hülle; Länge der Platte 89,9 cm; Dicke der Platte 1,27 mm, Dicke der Hülle 0,38 mm; Kühlpalt 1,8 mm

Kühlung und Temperaturen: Das D_2O -Kühlmittel durchfließt das Core von oben nach unten und dann den Reflektor von unten nach oben. Gesamtkühlstrom ca $2250 \text{ m}^3/\text{h}$, Kühlmittelgeschwindigkeit zwischen den Platten $15,5 \text{ m/s}$; Eintrittstemperatur 30°C , Austrittstemperatur 50°C , Austrittsdruck 3,3 at, Druckabfall im Brennelement 9,7 at; max. Wärmefluss 500 W/cm^2 , max. Temperatur an der Hüllensoberfläche 147°C

Leistungsdichte: max. $3,3 \text{ MW/l}$; im Mittel $1,1 \text{ MW/l}$

Regel- und Sicherheitssystem: 1 etwa 100 cm langes Regelrohr aus Ni in der zentralen Core-Zone; äußerer Durchmesser 24,88 cm, Dicke 0,5 cm; vertikal von unten betrieben, Reaktivitätswert $15\% \frac{\Delta k}{k}$; 5-6 Sicherheitsstäbe aus Ag im Reflektor am Rande des Cores; Abbrandgift (B^{10}) in den Plattenenden



- 1 Brennelement
- 2 Regelstab
- 3 Regelstabantrieb
- 4 Sicherheitsstab
- 5 Reflektortank
- 6 Reflektortank-Deckel
- 7 Kamin
- 8 Brennelement-Wechselmaschine
- 9 Versetzwagen für 8
- 10 Kupplung zwischen Brennelement-Wechselmaschine und Reaktorkamin
- 11 Becken
- 12 Wasserstand im Becken
- 13 Luftspalt
- 14 Beton
- 15 Sand-Wasser-Abschirmung
- 16 Wasserabschirmung im Bereich der Neutronenleiter
- 17 Schleusentor zwischen Becken und Transportkanal
- 18 Arbeitsbühne
- 19 Kalte Quelle
- 20 β -Kanal
- 21 Strahlrohre
- 22 Neutronenleiter
- 23 Kühlmittel-Zulauf
- 24 Kühlmittel-Umlenkung
- 25 Kühlmittel-Ablauf
- 28 Kellergeschoß; Kreisläufe
- 29 Schwerwasser-Auffang- und Lagerbehälter
- 31 Beckenhalle; Betriebsanlagen und Experimente
- 32 Experimentierhalle

Deutsch-Französischer Hochflussreaktor

Druckbehälter: Teil des Brennelements (äusserer Zylinder)

Reflektor: D₂O in einem kugelförmigen Reflektorgefäss aus Al-Mg-Legierung, ca 250 cm Durchmesser

Abschirmung: Reflektorgefäss taucht in ein Wasserbecken ein; Durchmesser 6 m, Tiefe 14,3 m; seitlich 80 cm Beton, Sand

Experimentiereinrichtungen: heisse und kalte Neutronenquelle, insgesamt et wa 20 Strahlrohre bzw. Neutronenleiter

Zyklusdauer: 36 Tage, mittlerer Abbrand 30 %

Literatur:

Beckurts, K. H., Dautray, R.
Project Studies for the Franco-German High Flux Reactor
CONF-660925: Intense Neutron Sources. Proceedings of a United States Atomic Energy Commission/European Nuclear Energy Agency Seminar, Santa Fe, New Mexico, 19-23 September 1966 (o. J.) S. 281-317

Scharmer, K.
ALIZE III. First Critical Experiment for the Franco-German High Flux Reactor.
- Calculations -
CEA-R-3393 (E) (Jan. 1968) 79 S.

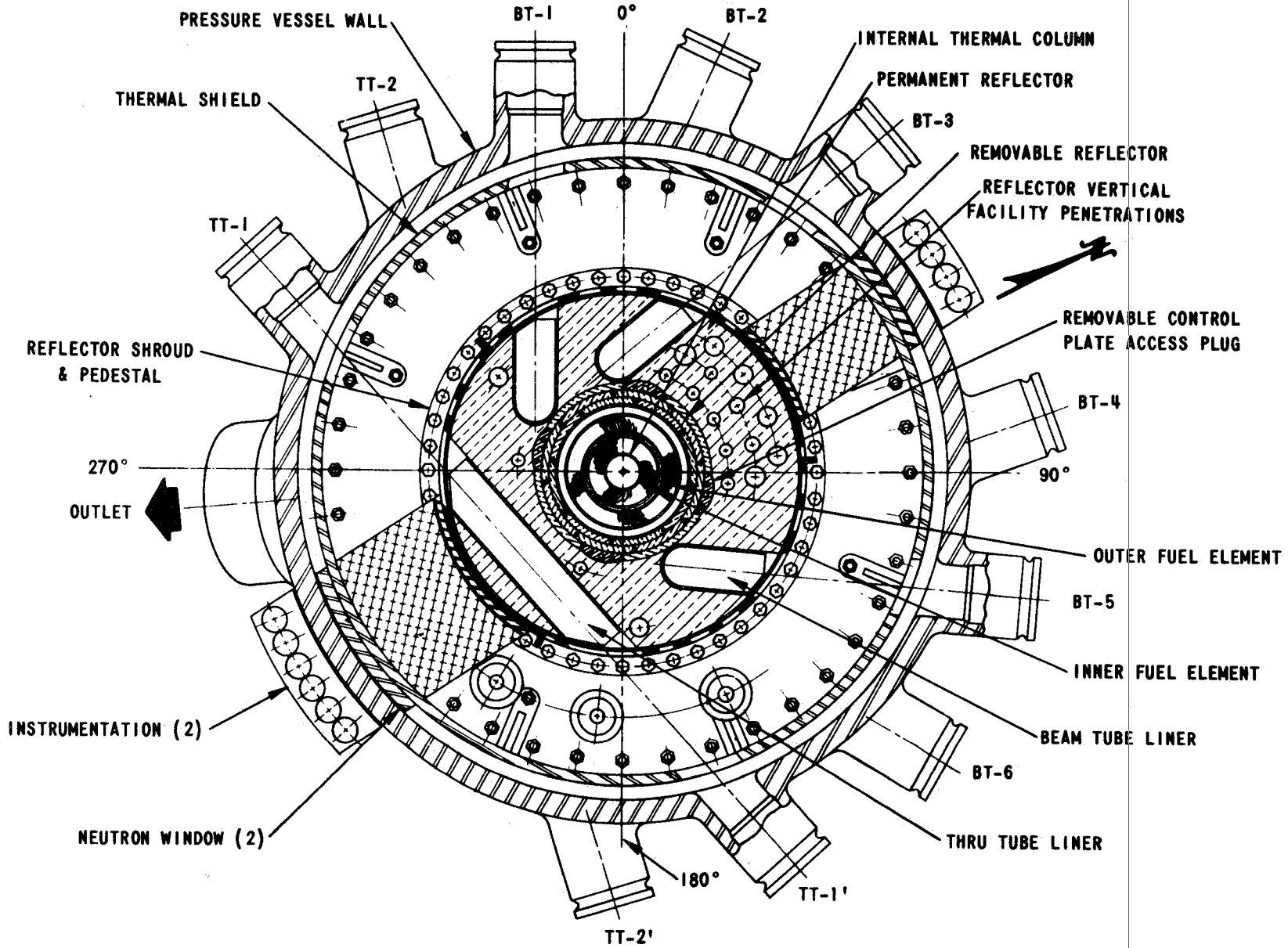
Maier-Leibniz, H.
Das Projekt eines deutsch-französischen Höchstflussreaktorinstituts in Grenoble
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 11 (Aug./Sept. 1966) No. 8/9, S. 427-28

Fabrega, S.
Preliminary Report on the High-Flux Research Reactor. Pt. I. Thermal Calculations of the Core. Pt. II. Results of Low Pressure Calculations
NP-16455 (1965) 80 S.

Chatoux, J., Eisermann, W.
Der deutsch-französische Hochflussreaktor in Grenoble.
Atomwirtschaft-Atomtechnik, 14/1 (Jan. 1969) S. 25-31

Nicht gebaute Reaktoren, Studien

REACTOR VESSEL HORIZONTAL SECTION A-A
 Aus: ANL-7448



Argonne Advanced Research
 Reactor

AARR, Argonne Advanced Research Reactor

- Typ: wassergekühlter und -moderierter Flussfallenreaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 100 MW
- Ort: Argonne National Laboratory, Argonne, Ill.
- Eigentümer: USAEC
- Konstrukteur/Betreiber: Argonne National Laboratory/ -
- Status: Projekt im April 1968 aufgegeben
- Neutronenflüsse: max. therm. Fluss in der leeren Flussfalle $5,5 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
max. therm. Fluss in der beladenen Flussfalle $1,8 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
max. ungest. therm. Fluss im Berylliumreflektor $1,6 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- Core: HFIR-Core (siehe dort), frühere Version des Cores: hexagonale Geometrie, Höhe der aktiven Zone 18 in., aktives Corevolumen 78 l, Flussfalle (siehe CONF 660925, S.215-58)
- Brennelement: HFIR Brennelement (siehe dort), frühere Version: Plattenelemente, Höhe 20 in., Gesamtdicke 0.040 in., UO_2 -SS-Cermet (siehe CONF 660925, S.215-59)
- Kühlung und Temperaturen: Kühlmittelgeschwindigkeit $15,5 \text{ m s}^{-1}$ (51 ft s^{-1})
Gesamtkühlmittelstrom durch die Brennstoffkanäle 52200 l/min (13800 gpm); Betriebsdruck 46 at (650 psig); Eintrittstemperatur 49°C (120°F), Austrittstemperatur 76°C (169°F); max. Wärmefluss 630 W/cm^2 ($2,0 \times 10^6 \text{ Btu h}^{-1} \text{ ft}^{-2}$), max. Temperatur im Plattenmetall (hot spot) 249°C (480°F)
- Leistungsdichte: max. 4,3 MW/l; im Mittel 1,9 MW/l
- Regel- und Sicherheitseinrichtungen: wie beim HFIR (siehe dort)
- Druckbehälter: Zylinder aus rostfreiem Stahl, 12,3 cm (4-7/8 in.) dick, innerer Durchmesser 244 cm (96 in.), Gesamthöhe 850 cm (28 ft); Arbeitsdruck 46 at (650 psig);
- Reflektor: innerer abnehmbarer Teil aus 3 konzentrischen Berylliumzylindern, innerer Durchmesser des innersten Zylinders 47,5 cm (18,7 in.), äußerer Durchmesser des äußersten Zylinders 60 cm (23,8 in.), Höhe 61 cm (24 in.); äußerer Durchmesser des fest bzw. halbfest eingebauten Reflektors 132 cm (52 in.)

Abschirmung: Wasser, Schwerbeton

Experimentiereinrichtungen: innere thermische Säule (flux trap) mit Rohrpostanlagen und Bestrahlungseinrichtungen, 6 tangentielle Strahlrohre, die im festen Berylliumreflektor enden und 2 durch den Berylliumreflektor durchgehende Strahlrohre; eine grosse Zahl vertikaler Bestrahlungseinrichtungen im Berylliumreflektor

Zyklusdauer: 22,5 Tage

Anmerkung: Tabelle mit weiteren Daten in ANL-7448 (S.63-69)

Literatur

Fromm, L.W., Matousek, J.F., Rohde, R.R., Shaftman, D.H., Tessier, J.H.
Preliminary Safety Analysis Report on the Argonne Advanced Research Reactor
ANL-7448 (June 1968) 638 S.

Adamson, G.M.
Fabrication of Research Reactor Fuel Elements
ORNL-TM-2197 (June 1968) 25 S.

Graber, M.J., Gibson, G.W.
Irradiation Testing of Fuel for the Mark 1 Core of the Argonne Advanced
Research Reactor
IN-1160 (April 1968) 54 S.

Reactor Physics Division Annual Report July, 1966 to June 30, 1967
ANL-7310 (January 1968) S.45-135

Argonne National Lab., Argonne, Ill.
Development Program Progress Reports
ANL-7438 (March 1968)
ANL-7427 (February 1968)
ANL-7419 (January 1968)
(weitere Progress Reports sind in ANL-7438 aufgeführt)

Rhode, R.R., Winiecki, A.L.
Analog Analysis of Flow Reversal and Water-Hammer Pressure in a Typical
Closed AARR Hydraulic Rabbit-Tube Facility
ANL-7336 (Aug. 1967) 23 S.

Lozier, D.E., Kizer, D.E.

Material and Fabrication Specifications for the AARR Fuel Plates
BMI-X-10200 (June 1967) 29 S.

Plumlee, K.E., Craig, D.S., Dates, L.R.u.a.

Addenda to the Hazards Summary Report on the Oxide Critical Experiments
ANL-5715 (Add.)(March 1967) 65 S.

Shaftman, D.H., Savio, R.P.

The Argonne Advanced Research Reactor (AARR)
AEC-ENEA Seminar on Intense Neutron Sources, Santa Fe, New Mexico,
September 19-23, 1966
CONF-660925 (1967) p.215-59

Griess, J.C., English, J.L.

Materials Compatibility and Corrosion Studies for the Argonne Advanced
Research Reactor
ORNL-4034 (Nov. 1966) iii, 43 S.

Lozier, D.E., Kizer, D.E.

Development of Fabrication Procedures for the AARR Fuel Plates
BMI-X-10172 (July 1966) 24 S.

Acuncius, D.S., Lozier, D.E., Kizer, D.E., Keller, D.L.

Development of Fabrication Procedures for the AARR Fuel Plates
BMI-X-327 (1965) 43 S.

Kelber, C.N., Groh, E.F., Plumlee, K.E.

Safety Analysis Report for the Argonne Advanced Research Reactor Critical
Experiment
ANL-6929 (1965) 53 S.

Adolph, N.R., Silberstein, M.S., Weinstein, A.

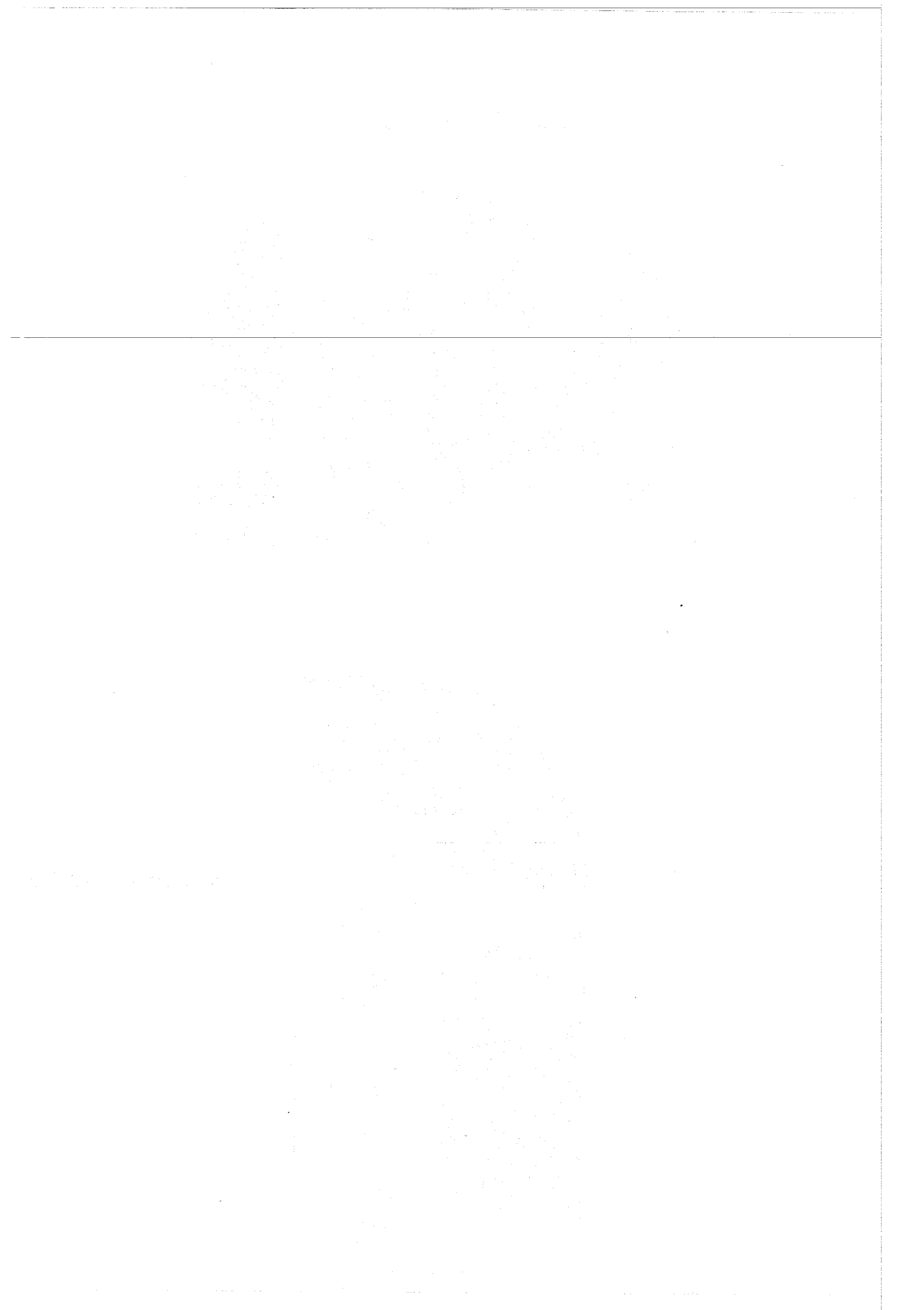
Fuel Elements for the Argonne Advanced Research Reactor
CONF-39-51 = AED-Conf. 1963-060-31 (1962) 18 S.

Lennox, D.H., Barts, E.W., Batch, R.V., Beyer, F.C., Jorgensen, G.L.,
Kelber, C.N. et al.

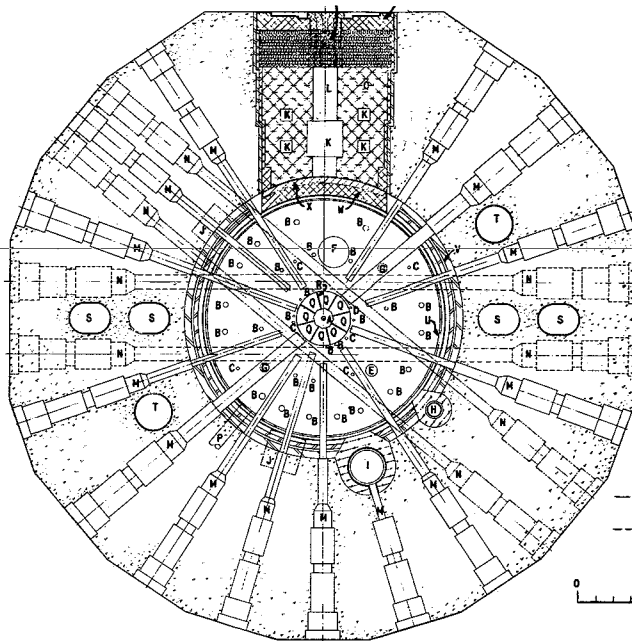
Status Report on the Argonne Advanced Research Reactor
ANL-6451 (1961) 165 S.

Villiers de, J.W.L. (ed.)

Critical Experiments for the Preliminary Design of the Argonne High Flux
Reactor
ANL-6357 (1961) 79 S.



Mighty Mouse, beam tube arrangement

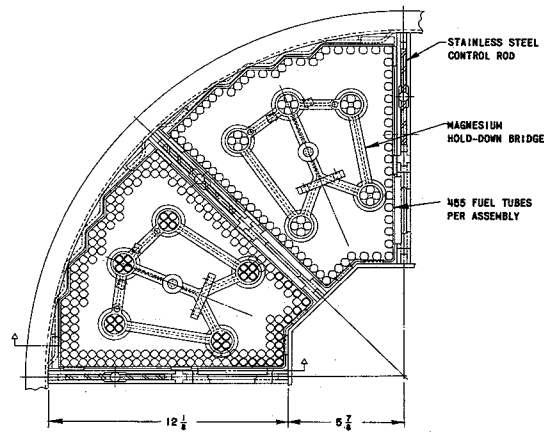
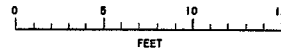


LEGEND

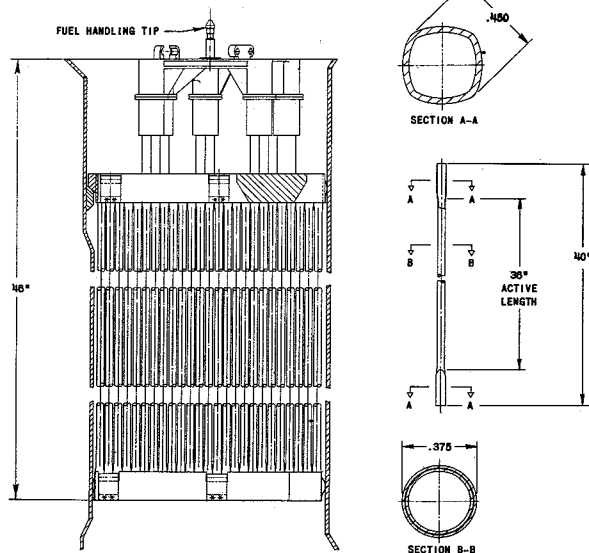
- A CENTRAL THIMBLE
- B VERTICAL THIMBLES
- C HYDRAULIC RABBITS
- D PNEUMATIC RABBIT
- E VERTICAL THRU HOLE
- F FUEL CHUTE
- G GAMMA THIMBLE
- H CRYOGENIC THRU HOLE
- I CRYOGENIC BEAM FACILITY
- J GENERAL PURPOSE THIMBLES
- K VERTICAL ACCESS HOLES
- L HORIZONTAL ACCESS HOLE
- M HORIZONTAL BEAM HOLES
- N HORIZONTAL THRU HOLES
- O THERMAL COLUMN
- P EMERGENCY COOLING LINE
- Q CORE SUBASSEMBLY
- R CONTROL ROD SLOTS
- S D₂O INLET LINES (LOOP)
- T D₂O OUTLET LINES
- U REACTOR VESSEL
- V THERMAL SHIELD
- W GAMMA SCREEN
- X NEUTRON SHUTTER
- Y VERTICAL GATES
- Z LEAD DOOR

NOTE

- PHANTOM LINES INDICATE ITEMS ABOVE CENTERLINE
- INVISIBLE LINES INDICATE ITEMS BELOW CENTERLINE



Aus: A/Conf. 15/P/423



Fuel Subassembly

Mighty Mouse

Typ: schwerwassergekühlter und -moderierter Reaktor vom Tanktyp mit einer thermischen Leistung von 250 MW

Ort:

Eigentümer:

Konstrukteur/Betreiber: Argonne National Laboratory/ -

Status: Projekt, wurde 1958 aufgegeben

Neutronenflüsse: max. thermisch $5-7 \cdot 10^{15} \text{n cm}^{-2} \text{s}^{-1}$ (in der Flussfalle)
im Mittel thermisch $3 \cdot 10^{15} \text{n cm}^{-2} \text{s}^{-1}$

Core: 8 Brennelementkassetten bilden ein ringförmiges Core; aktive Zone ca 91,5 cm (36 in.) hoch, innerer Durchmesser ca 30,5 cm (12 in.), äußerer Durchmesser ca 91,5 cm (36 in.); Beladung 3,141 kg U 235

Brennelement: Jede der 8 Kassetten enthält 455 magnesiumumhüllte, röhrenförmige Brennelemente (quadratisches Gitter) und eine Regelplatte. Länge des Brennelements 102 cm (40 in.), Gesamtdicke des Rohres 0,075 cm (0,03 in.), Wanddicke des Brennstoffs 0,025 cm (0,010 in.); Brennstoff aus 90 % anger. U in Mg-Matrix; Wanddicke der inneren und äußeren Mg-Hülle mindestens 0,025 cm (0,010 in.); äußerer Durchmesser des Rohres 0,953 cm (0,375 in.)

Kühlung und Temperaturen: Kühlmittelgeschwindigkeit im Brennstoffrohr $7,6 \text{ m s}^{-1}$ ($25,0 \text{ ft s}^{-1}$); Kühlmittelgeschwindigkeit ausserhalb des Rohres $5,67 \text{ m s}^{-1}$ ($18,6 \text{ ft s}^{-1}$); Gesamtkühlmittelstrom 204000 l/min (54000 gpm); Kühlmiteleintrittstemperatur und -druck 43°C (110°F) und 5,98 at (85,0 psig); Kühlmittelaustrittstemperatur und -druck 63°C (146°F) und 4,36 at (62,0 psig); max. Temperatur an der Brennstoffoberfläche 139°C (283°F); max. Wärmefluss im Inneren des Brennstoffrohres 231 W/cm^2 ($734000 \text{ Btu/h ft}^2$)

Leistungsdichte: im Mittel 0,495 MW/l

Regel- und Sicherheitssystem: Kombination von mechanischem System und gasförmigem System in 8 radialen Schlitzten zwischen den 8 Brennelementkassetten; 8 Regelplatten aus je 1 kg rostfreiem Stahl 0,64 cm x 12,7 cm x 30,5 cm (1/4 in. x 5 in. x 12 in.); 2 Platten dienen als Regelstäbe, 6 Platten als Sicherheitsstäbe; das gasförmige System besteht aus acht separaten BF_3 -Kreisläufen

Druckgefäß: 2,54 cm (1 in.) dicker Zirkonium-Zylinder mit rotationsellipsoidförmigem oberem und unterem Deckel; innerer Durchmesser 396 cm (13 ft); Höhe 396 cm (13 ft), Betriebsdruck 4,2 at (60 psi); Nominaldruck 7,0 at (100 psi); Betriebstemperatur 54°C (130°F); Volumen 43900 l (1550 ft³)

Reflektor: ca 1,5 m D_2O

Abschirmung: seitlich aus 0,64 cm (0,25 in.) dickem Stahl und 3,8 cm (1,5 in.) dickem Kühlpalt mit einer borhaltigen wässrigen Lösung, über und unter dem Core zusätzlich Bleikugeln; biologische Abschirmung aus ca 3,05 m (10 ft) dickem Schwerbeton

Experimentiereinrichtungen: 49 vertikale Positionen (meistens Fingerhüte für Bestrahlungsexperimente und Isotopenproduktion) davon eine im zentralen Reflektor (Flussfalle); 26 horizontale Einrichtungen für physikalische Untersuchungen, davon 14 im Reflektor endende Strahlrohre, 4 durchgehende Rohre, 7 schräg nach unten laufende Rohre und eine thermische Säule

Kosten: $\$ 70,5 \cdot 10^6$, jährliche Betriebskosten $\$ 2,9 \cdot 10^6$

Literatur

Link, L.E., Armstrong, R.H.; Cameron, T.C., Dickson, R.F., Heineman, J.B., Kelber, C.N., Kier, P.H., Reed, H.F., Rohde, R.R., Simon, J.P., Ware, W.R.
Terminal Report on the Mighty Mouse High-Flux Research Reactor Project ANL-5928 (1959) 216 S.

Vianna, Antonio C. Didier B.
Control Aspects of Very High Flux Research Reactors ANL-6008 (1959) 105 S.

Link, E., Kelber, C.N., Armstrong, R.H., Dickson, R.F., Heineman, J.B.,
Rohde, R.R., Ware, W.R.

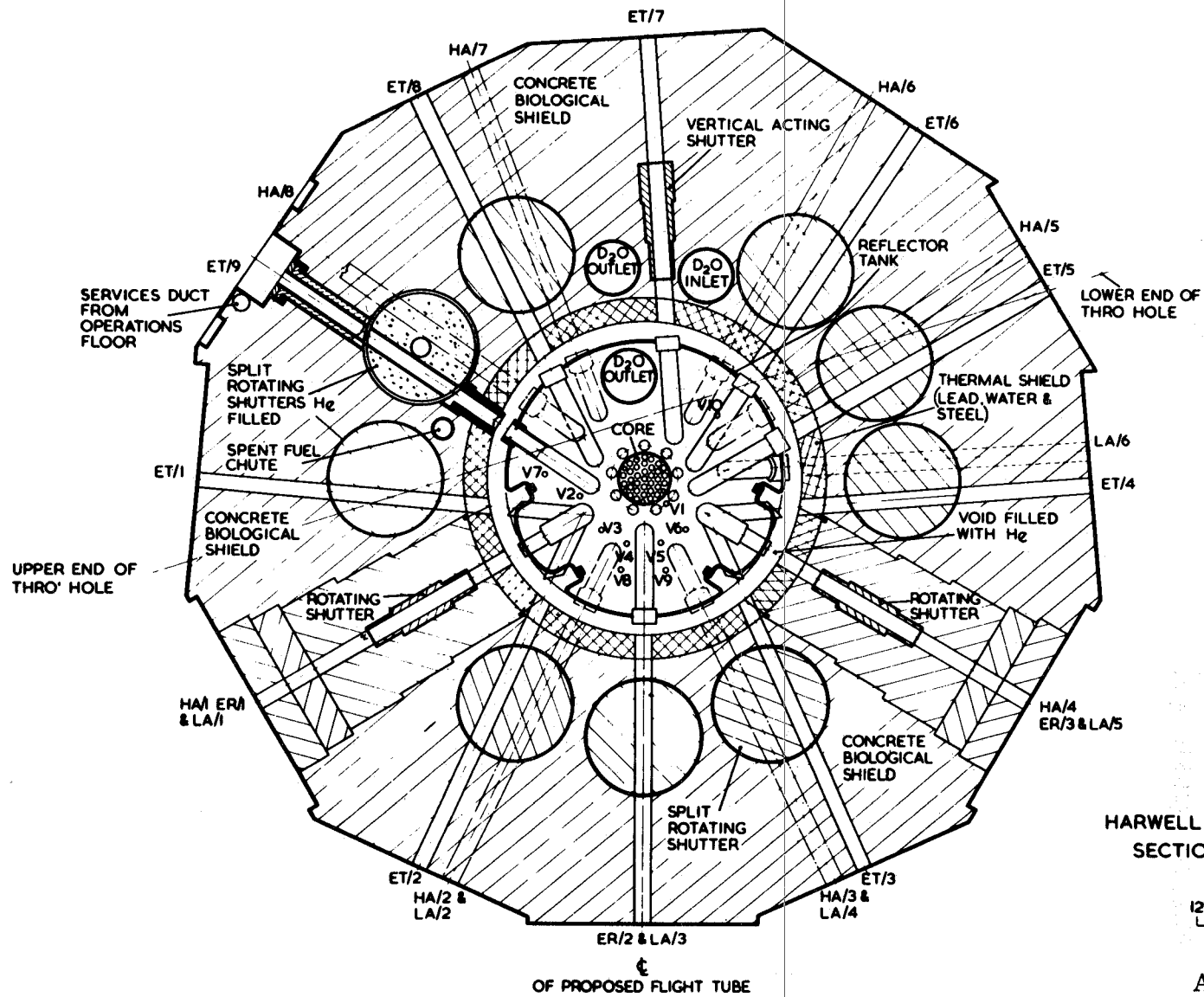
Design of a High Flux Research Reactor: Mighty Mouse

Proceedings of the Second United Nations International Conference on the
Peaceful Uses of Atomic Energy, 10 (1958) S.48-59 = A/Conf.15/P/423

Link, L.E., Cook, W.H., Greenspan, H., Kelber, C.N., Ramuta, J.,
Spinrad, B.I.

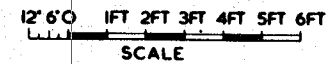
The Mighty Mouse Research Reactor, Preliminary Design Study

ANL-5688 (1957) 84 S.



KEY -
 HA = HIGH ANGLED
 LA = LOW ANGLED
 ET = EQUATORIAL TANGENTIAL
 ER = EQUATORIAL RADIAL
 V = VERTICAL

HARWELL HIGH FLUX BEAM REACTOR
 SECTIONAL PLAN ON REACTOR ζ



Aus: CONF-660925

Britisches Hochflussreaktor-Projekt

- Typ:** schwerwassergekühlter und -moderierter Strahlrohrreaktor vom Druckröhrentyp (untermoderiert) mit einer thermischen Leistung von 100 MW
-
- Auftraggeber:** U. K. A. E. A.
- Status:** Studie, Atomic Energy Research Establishment, Harwell
- Neutronenflüsse:** max. ungestört thermisch im Reflektor ca $2 \cdot 10^{15} \text{ n cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$
- Core:** nahezu zylindrisch aus 37 zylindrischen Brennelementen, Durchmesser des Cores ca 46 cm, Höhe ca 75 cm
- Brennelement:** PLUTO-Typ, U-Al-Legierung mit hoch anger. U, Al-Hülle, 10 konzentrische Brennstoff-Rohre bilden ein Element, innerer Durchmesser des Elements 1,7 cm, äußerer Durchmesser 6,5 cm, Dicke eines jeden Rohres 0,125 cm, Kühlspalt 0,125 cm
- Kühlung und Temperatur:** primärer D_2O -Kühlkreis, sekundärer H_2O -Kühlkreis; Kühlmittelgeschwindigkeit im Core 12 m/s; Druck am Coreeintritt 34 at bei 49°C ; max. Wärmefluss 396 W/cm^2 ; max. Temperatur zwischen der Al-Hülle und einer sich bildenden Aluminiumoxid-Schicht 232°C , Temperatur an der Aluminiumoberfläche 179°C
- Leistungsdichte:** max. ca 2 MW/l; im Mittel ca 1 MW/l
- Regel- und Sicherheitssystem:** 9 vertikal geführte Haupt-Absorberstäbe, zylindrisch, um das Core im Reflektor angeordnet und von oben betrieben, dienen als Regel- und Sicherheitsstäbe; 9 weitere Hilfsstäbe werden von unterhalb des Cores betrieben, Absorbermaterial: Cadmium oder Dysprosium oder Europium; Gesamtwert der 18 Stäbe ca $35\% \frac{\Delta k}{k}$

- Druckbehälter:** nahezu zylindrischer Block aus Al-Legierung mit Brennelementbohrungen und kleineren Bohrlöchern zwischen den Elementen zur Verminderung der Al-Masse; äußerer Mantel ist den Konturen der Brennelemente angepasst
- Reflektor:** Schwerwasser (Druck ca 1 at) in einem Al-Tank von 250 cm Durchmesser, vom Kühlmittel getrennt
- Abschirmung:** thermische Abschirmung aus Eisen, Wasser, Blei; biologische Abschirmung (245 cm dick) aus Schwerbeton
- Experimentiereinrichtungen:** 6 horizontale Strahlrohre mit Durchmesser bis zu 15 cm, die in den Bereich höchsten Flusses eintauchen (5 tangential, 1 radial), 12 geneigte und vertikale Rohre sowie ein durchgehendes Rohr; eine heiße und eine kalte Quelle mit je 4 Strahlrohren und je einem Beschickungsrohr; Bestrahlungspositionen
- Zyklusdauer:** 12 Tage

Literatur

Crocker, V.S., Halliday, D.B.
A U.K. Study for a High Flux Beam Reactor
AEC-ENEA Seminar on Intense Neutron Sources, Santa Fe, New Mexico,
September 19-23, 1966 (o. J.) 19 S.

Allgemeine Literatur

Beckurts, K.H.

Höchstflussschneutronenquellen

Atomwirtschaft-Atomtechnik (Mai 1967) S.236-44, (Juli 1967) S.357-62

Seminar on Intense Neutron Sources, Santa Fe, New Mexico

September 19-23, 1966

CONF-660925: Proceedings of a United States Atomic Energy Commission/
European Nuclear Energy Agency Seminar (1967) 851 S.

Intense Neutron Sources and Their Uses. Report of a Group of Experts,
Santa Fe, September 1966

EANDC-63"U" (March 1967) 14 S.

Walker, J.

Nuclear Reactors as Research Instruments

Stickland, A.G. (ed.): Report on Progress in Physics, Vol. XXX (1967)

Pt. 1, S.285-332

Research Applications of Nuclear Pulsed Systems. Proceedings of a Panel
on Research Applications of Repetitively Pulsed Reactors and Boosters Held
in Dubna, Union of Soviet Socialist Republics, 18-22 July 1966

Vienna: International Atomic Energy Agency (1967) 234 S.

STI/PUB/144

Feinberg, S.M.

Prospects for the Development of Research Reactors

AEC-TR-6825 (IAE-986) 40 S.

Cocking, S.J., Webb, F.J.

Neutron Sources and Detectors

Egelstaff, P.A. (ed.): Thermal Neutron Scattering

London, New York: Academic Press 1965. S.141-92

Kolstadt, G.A., Zartman, I.F. (ed.)

Proceedings of a Symposium on Pulsed High Intensity Fission Neutron
Sources held at USAEC, Washington, D.C., February 1965

CONF-650217 (1965) 147 S.

Fundamentals in the Operation of Nuclear Test Reactors

IDO-16871-1 (1963) 133 S.

Cole, Th.E., Weinberg, A.M.

Technology of Research Reactors

Annual Review of Nuclear Science, 12 (1962) S.221-42

Symposium on High Flux Materials Testing Reactors, held in Brussels,
Belgium, Sept. 21-26, 1959
TID-7584 (1960) 447 S.

Lane, J.A.

The Design and Need for Ultra High Flux Reactors
AECU-4325 (1959) 29 S.