

JAERI-Tech
99-053



JP9950496



高温工学試験研究炉の本設中性子源に対する
取扱い技術の確立

1999年7月

竹田武司・飛田 勉*・茂木春義・五味邦博*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の間合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布をおこなっております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1999

編集兼発行 日本原子力研究所

高温工学試験研究炉の本設中性子源に対する取扱い技術の確立

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

竹田 武司・飛田 勉*・茂木 春義・五味 邦博**

(1999年6月17日受理)

高温工学試験研究炉(H T T R)の本設中性子源(N S)には、優れた中性子収率を有し、使用温度(約600℃)で安定な ^{252}Cf を用いた。N Sは、仏国で製作し、日本アイソトープ協会のホットケーブルに移送後、放射性同位元素輸送容器から取り出した。N Sをホルダに入れることにより、遠隔での取扱いによるN Sの交換を可能にした。N S入りホルダは、放射性同位元素移動容器に収納してH T T Rに移送した。H T T Rのメンテナンスピットにおいて、マニプレータを遠隔操作することにより、新たに考案したN S用取扱い治具を介して、ホルダを制御棒案内ブロックのN S挿入孔に装荷した。炉心とメンテナンスピット間の制御棒案内ブロックの移動は、燃料交換機を用いて行った。提案した取扱い手順で、N SはH T T Rの炉心に安全かつ確実に装荷でき、H T T RのN Sに対する取扱い技術を確立した。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀3607

* 原子力エンジニアリング(株)

** (社)日本アイソトープ協会

Establishment of Handling Technique for Permanent Neutron Startup Sources
of the High Temperature Engineering Test Reactor

Takeshi TAKEDA, Tsutomu TOBITA*, Haruyoshi MOGI and Kunihiro GOMI**

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 17, 1999)

²⁵²Cf sources were employed for permanent neutron startup sources (NSs) of the high temperature engineering test reactor (HTTR) because they have an excellent neutron yield and are stable at a service temperature of about 600°C. The NSs, fabricated in France, were transported to the hot cave of the Japan Radioisotope Association. Then, the NSs were taken from the radioisotope transport vessel and placed in holders. This is because the NSs can be exchanged by handling the holders remotely. The holders with the NSs inside, installed in the radioisotope transfer vessel, were carried to the HTTR. At the HTTR maintenance pit, the holder was put into an NS penetration hole of the control rod guide block through the use of newly developed NS handling tools and by operating a pair of manipulators remotely. Transfer of the control rod guide block between the reactor core and the maintenance pit was conducted by the fuel handling machine of the HTTR. With the proposed handling procedure, it was possible to load the NSs safely and certainly into the HTTR reactor core. Thus, the handling technique for the NSs of the HTTR was established.

Keywords: HTGR, HTTR, Neutron, Neutron Source, Radioisotope, Reactor, Handling, Technique, Fuel, Control Rod

* Nuclear Engineering Company Ltd.
** Japan Radioisotope Association

目 次

1. 緒 言	1
2. 本設中性子源およびその取扱い設備	20
2.1 本設中性子源	20
2.2 本設中性子源用取扱い治具	21
2.3 本設中性子源用取扱い容器	23
2.4 燃料交換機	23
2.5 制御棒交換機	23
3. 本設中性子源の取扱い方法および手順	29
3.1 R I 協会ホットケーブル	29
3.2 H T T R 炉心	29
3.3 H T T R メンテナンスピット	31
4. 本設中性子源の遮へい評価	37
4.1 本設中性子源の R I 移動容器からの取り出し作業	37
4.2 本設中性子源の制御棒案内ブロックへの移し替え作業	41
4.3 本設中性子源の燃料交換機による取扱い作業	44
4.4 測定結果の評価	48
5. 結 言	55
謝 辞	55
参考文献	56

Contents

1. Introduction	1
2. Permanent Neutron Startup Source and its Handling Equipment	20
2.1 Permanent Neutron Startup Source	20
2.2 Handling Tool for Permanent Neutron Startup Source	21
2.3 Handling Vessel for Permanent Neutron Startup Source	23
2.4 Fuel Handling Machine	23
2.5 Control Rod Handling Machine	23
3. Handling Method and Procedure for Permanent Neutron Startup Source	29
3.1 Hot Cave of Japan Radiation Association	29
3.2 Reactor Core of HTTR	29
3.3 Maintenance Pit of HTTR	31
4. Radiation Shielding Assessment for Permanent Neutron Startup Source	37
4.1 Operation for Taking Permanent Neutron Startup Source from Radioisotope Transfer Vessel ..	37
4.2 Operation for Placing Permanent Neutron Startup Source in Control Rod Guide Block	41
4.3 Operation for Handling Permanent Neutron Startup Source by Fuel Handling Machine	44
4.4 Evaluation of Measuring Results	48
5. Conclusion	55
Acknowledgements	55
References	56

List of Tables

Table 1.1	Major specification of HTTR
Table 4.1	Evaluated points for shielding, distance between points and sources, thickness of shielding and operation time during taking holders with permanent neutron startup sources inside from radioisotope transfer vessel
Table 4.2	Evaluated results of 1cm dose equivalent for operators during taking holders with permanent neutron startup sources inside from radioisotope transfer vessel
Table 4.3	Evaluated points for shielding, distance between points and sources, thickness of shielding and operation time during taking holder with permanent neutron startup source inside from its stand and placing it in HTTR control rod guide block
Table 4.4	Thickness and chemical composition of shielding window put on boundary between 2nd basement of maintenance pit and operator's room for operating a pair of manipulators of HTTR
Table 4.5	Evaluated results of 1cm dose equivalent for operators during taking holder with permanent neutron startup source inside from its stand and placing it in HTTR control rod guide block
Table 4.6	Evaluated points for shielding, distance between points and source, thickness of shielding and operation time during handling control rod guide block with holder inside by HTTR fuel handling machine
Table 4.7	Evaluated results of 1cm dose equivalent for operators during handling control rod guide block with holder inside by HTTR fuel handling machine

List of Figures

Fig. 1.1	Bird's-eye view of reactor vessel and core of HTTR
Fig. 1.2	Structural drawing of temporary neutron startup source for startup core physics tests of HTTR
Fig. 1.3	Vertical arrangement of reactor core of HTTR
Fig. 1.4	Horizontal arrangement of reactor core during startup core physics tests of HTTR
Fig. 1.5	Structural drawing of permanent neutron startup source including N10 and N36 type capsules
Fig. 1.6	Measuring region of temporary and permanent neutron instrumentation system for HTTR
Fig. 1.7	Structural drawing of HTTR control rod guide block for loading permanent neutron startup source
Fig. 1.8	Structural drawing of holder for permanent neutron startup source
Fig. 1.9	Bird's-eye view of fuel handling machine of HTTR
Fig. 1.10	Structural drawing of radioisotope transport vessel for transferring permanent neutron startup sources from France to Japan Radiation Association

- Fig. 1.11 Structural drawing of tool for loading permanent neutron startup sources into holders one by one
- Fig. 1.12 Structural drawing of long capsule for holders
- Fig. 1.13 Structural drawing of radioisotope transfer vessel for transferring holders with permanent neutron startup sources inside from Japan Radiation Association to HTTR
- Fig. 1.14 Structural drawing of tool for gripping holder by a pair of manipulators installed in 2nd basement of HTTR maintenance pit
- Fig. 1.15 Structural drawing of stand for long capsule installed in 2nd basement of HTTR maintenance pit
- Fig. 1.16 Structural drawing of simulated sample as HTTR control rod guide block for mockup test
- Fig. 2.1 Bird's-eye view of support plate for radioisotope transfer vessel sit on top of HTTR maintenance pit
- Fig. 2.2 Structural drawing of stand for control rod guide block installed in 2nd basement of HTTR maintenance pit
- Fig. 2.3 Structural drawing of upper shielding block of HTTR
- Fig. 2.4 Structural drawing of guide tube for gripper of fuel handling machine installed in penetration hole between 1st and 2nd basement of HTTR maintenance pit
- Fig. 2.5 Structural drawing of control rod handling machine of HTTR
- Fig. 3.1 Relationship between column number of reactor core and procedure for handling graphite blocks of HTTR
- Fig. 3.2 Major procedure for taking control rod guide block from reactor core of HTTR
- Fig. 3.3 Major procedure for handling holders with permanent neutron startup sources inside at HTTR maintenance pit
- Fig. 4.1 Evaluated points for shielding during taking holders with permanent neutron startup sources inside from radioisotope transfer vessel and handling control rod guide block with holder inside by HTTR fuel handling machine
- Fig. 4.2 Evaluated points for shielding during taking holder with permanent neutron startup source inside from its stand and placing it in HTTR control rod guide block

1. 緒 言

高温工学試験研究炉(high temperature engineering test reactor: HTTR)⁽¹⁾は、原子炉出口冷却材温度が850℃(定格運転時)、950℃(高温試験運転時)、熱出力が30MWの黒鉛減速、ヘリウム冷却型の高温ガス炉(high temperature gas-cooled reactor: HTGR)である。Table 1.1にHTTRの主な仕様、Fig. 1.1に原子炉の鳥瞰図を示す。HTTRは、HTGRの技術基盤の確立と要素技術の高度化、高温工学に関する先端的基礎研究を行うことを目的として、日本原子力研究所・大洗研究所に設置されている。

原子炉を安全に起動するためには、中性子源が必要となる。しかし、HTGRでは軽水炉のように水中で容易に中性子源を取扱えないことから、HTTRの中性子源に対する取扱い技術を確立することは重要な課題であった。過去に開発されたHTGRとその臨界集合体における中性子源の取扱い方法は、つぎの通りである。米国のFort St. Vrain炉⁽²⁾では、仮設中性子源として²³⁹Pu-B e(プルトニウム-ベリリウム)、本設中性子源として²⁵²Cf(カリホルニウム)が使用され、燃料体の貫通孔内に装荷された。独国のAVR⁽³⁾では、²⁴¹Am-B e(アメリシウム-ベリリウム)が使用され、固定反射体内に装荷された。日本原子力研究所のVHTRC(高温ガス炉臨界実験装置)⁽⁴⁾では、²²⁶Ra-B e(ラジウム-ベリリウム)が使用され、放射性同位元素(radioisotope: RI)輸送容器から遠隔操作で固定反射体内に装荷された。しかし、これらは固有の方法であり、HTTRに直接適用できなかった。

HTTRの臨界試験⁽⁵⁾では、仮設中性子計測系(仮設BF₃系統、仮設核分裂計数管系統、仮設補償形電離箱系統)⁽⁶⁾と仮設中性子源(Fig. 1.2)を用いて、最小臨界確認試験、過剰反応度測定試験等を実施した。仮設中性子源は、大洗研究所の材料試験炉臨界実験装置⁽⁷⁾で用いられた²⁴¹Am-B e線源1個を借用した。仮設中性子源に対する取扱い方法として、新たに考案した容器を用いることにより、Fig. 1.3に示すスタンドパイプ(stand pipe: SP)室内のN19の照射用SPを介して、Fig. 1.4に示す原子炉圧力容器内の炉心に安全かつ確実に装荷できた⁽⁸⁾⁽⁹⁾。全炉心30カラムのうち19カラムまで燃料を装荷後、中央以外の制御棒15対を炉心から引抜き、中央の制御棒を全ストロークの約60%まで引抜いた。仮設中性子源を炉心から取り出し、中性子計数率を一定に保持できることにより、初臨界を確認した(1998年11月10日)⁽¹⁰⁾。

一方、HTTRの出力上昇試験⁽¹¹⁾以降は、炉内固定反射体の上部に設置された常設中性子計測系(広領域系統、出力領域系統)と本設中性子源(Fig. 1.5)を用いて、炉内の中性子束分布の測定を行う。Fig. 1.6に常設中性子計測系の測定範囲を仮設中性子計測系と比較して示す。²⁵²Cf線源は、優れた中性子収率を有し、使用温度(約600℃)で安定、かつ、非常に小さなカプセルに封入できる。よって、本設中性子源として選定し、仏国原子力庁(CEA)所属サクレー研究所で新しく製作することとした。炉心の対称性を考慮し、本設中性子源は1個ずつ、Fig. 1.3に示す炉心部燃料領域最上段の制御棒案内ブロック(Fig. 1.7)のつかみ孔の下部に設けた中性子源挿入

孔に装荷することとした。

^{252}Cf の半減期が2.64yrであることから、本設中性子源は将来交換する必要がある。よって、新しく製作したホルダ(Fig. 1.8)内に本設中性子源を入れることとした。遠隔でのホルダの取扱いにより、制御棒案内ブロックへの本設中性子源の挿入、取り出しを可能にした。制御棒案内ブロックは燃料交換機(Fig. 1.9)を用いて取扱うことから、燃料交換機グリッパとの干渉およびブロック内での転倒が生じないようにホルダを設計した。

また、作業員の被ばくを低減するため、本設中性子源はホットセル内に入れ、本設中性子源用取扱い治具、マニプレータを用いて取扱うこととした。取扱い手順をつぎに示す。

- (1) 仏国で本設中性子源を製作後、R I 輸送容器(Fig. 1.10)内に入れ、日本アイソトープ協会(以下、R I 協会と称す。)へ輸送する。
- (2) R I 協会のホットケーブルにおいて、マニプレータを遠隔操作することにより、本設中性子源をR I 輸送容器から取り出す。3個の本設中性子源は、ホルダ装荷用治具(Fig. 1.11)を用いて、1個ずつホルダに入れる。つぎに、ホルダ3個は、まとめて1個のホルダ収納カプセル(Fig. 1.12)に入れる。さらに、ホルダ収納カプセルは、R I 移動容器(Fig. 1.13)内に収納し、HTTRへ移送する。
- (3) HTTRのメンテナンスピット頂部において、R I 移動容器の下方シャッターを開くことにより、ホルダ収納カプセルをメンテナンスピット地下2階まで降ろす。マニプレータを遠隔操作することにより、ホルダつかみ用治具(Fig. 1.14)を介して、ホルダ収納カプセル内のホルダを1個ずつ、制御棒案内ブロックの中性子源挿入孔に装荷する。炉心とメンテナンスピット間の制御棒案内ブロックの移動は、燃料交換機を用いて行う。

さらに、本設中性子源の取扱い作業の中で、メンテナンスピット地下2階において、ホルダ収納カプセルをその置き台(Fig. 1.15)に移動する作業、ホルダをホルダ収納カプセル本体から取り出し、制御棒案内ブロックの本設中性子源挿入孔に装荷する作業は、マニプレータの遠隔操作を伴うことから、リハーサルが必要であると考えた。よって、本設中性子源無しの条件で、ホルダ、ホルダ収納カプセル、ホルダつかみ用治具、制御棒案内ブロック模擬体(Fig. 1.16)を用いてモックアップ試験を行い、本設中性子源に対する取扱い方法の習熟を図ることとした。

その結果、メンテナンスピット地下2階において、取扱い治具、マニプレータを用いて、本設中性子源入りホルダを制御棒案内ブロックの中性子源挿入孔に装荷できた。ホルダを収納した制御棒案内ブロックは、燃料交換機を用いて、炉心部燃料領域の最上段の定位置に移動した。故に、提案した取扱い手順で、本設中性子源はHTTRの炉心に安全かつ確実に装荷できた。

本報は、HTTRの本設中性子源に対する取扱い技術について報告するものである。2章では、本設中性子源、その取扱い治具および容器、燃料交換機、制御棒交換機の構造について示す。3章では、本設中性子源のR I 協会ホットケーブル、HTTR炉心およびメンテナンスピットにおける取扱い方法および手順について示す。4章では、本設中性子源の取扱い作業中の作業員に対する1cm線量当量⁽¹⁾⁽²⁾について、実作業時間に基づき評価した結果を示す。

Table 1.1 Major specification of HTTR

原子炉出力	30 MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉入口／出口冷却材温度	395 / 850 ~ 950 °C
1次冷却材圧力	4 MPa
炉心構造材	黒鉛
炉心有効高さ	2.9 m
炉心等価直径	2.3 m
出力密度	2.5 MW / m ³
燃料	二酸化ウラン・被覆粒子／黒鉛分散型
ウラン濃縮度	3 ~ 10 % (平均6 %)
燃料体形式	ピンインブロック型
原子炉圧力容器材料	21/4Cr - 1Mo鋼

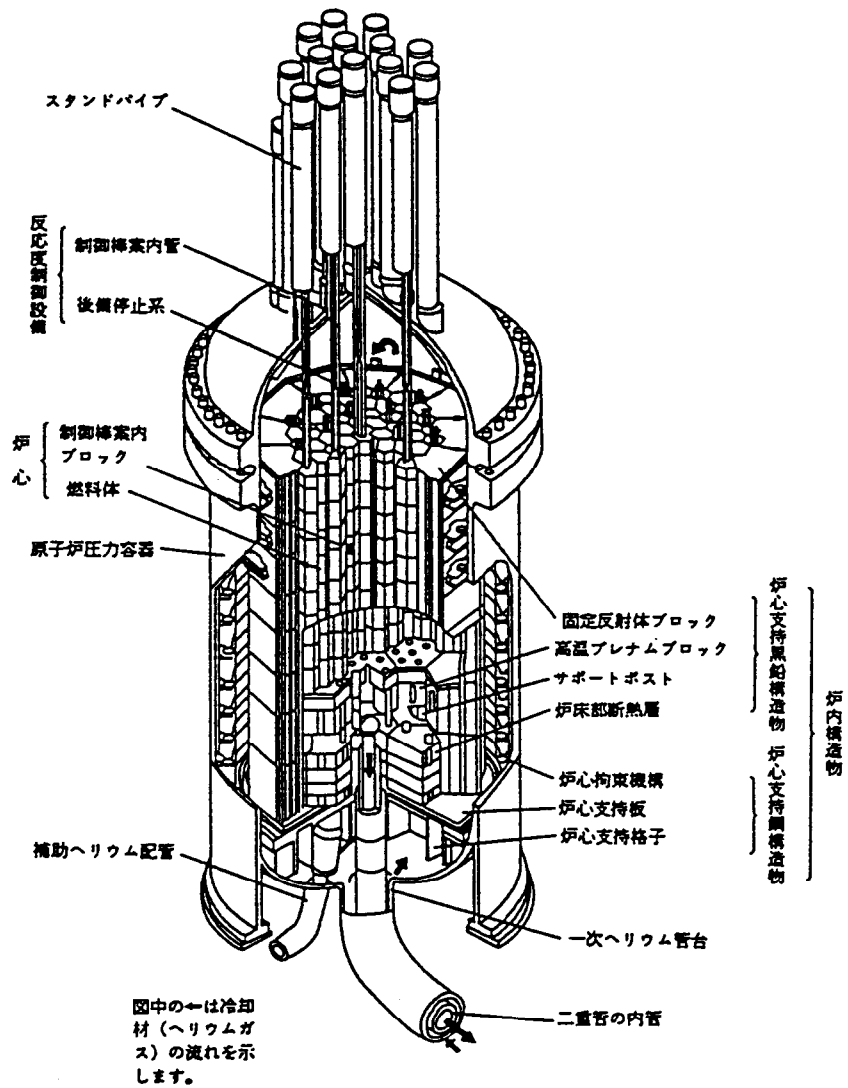


Fig. 1.1 Bird's-eye view of reactor vessel and core of HTTR

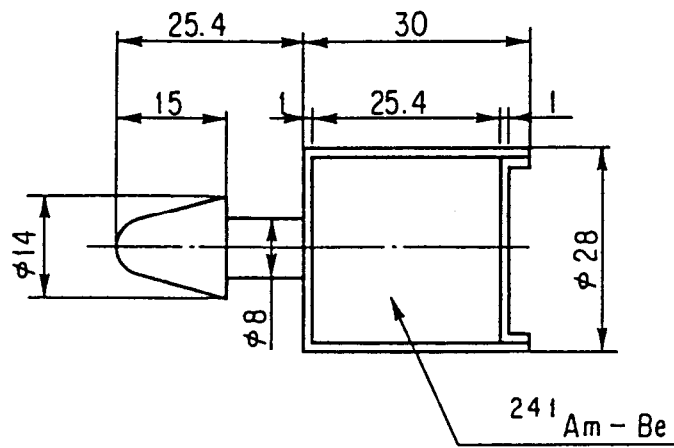


Fig. 1.2 Structural drawing of temporary neutron startup source for startup core physics tests of HTTR

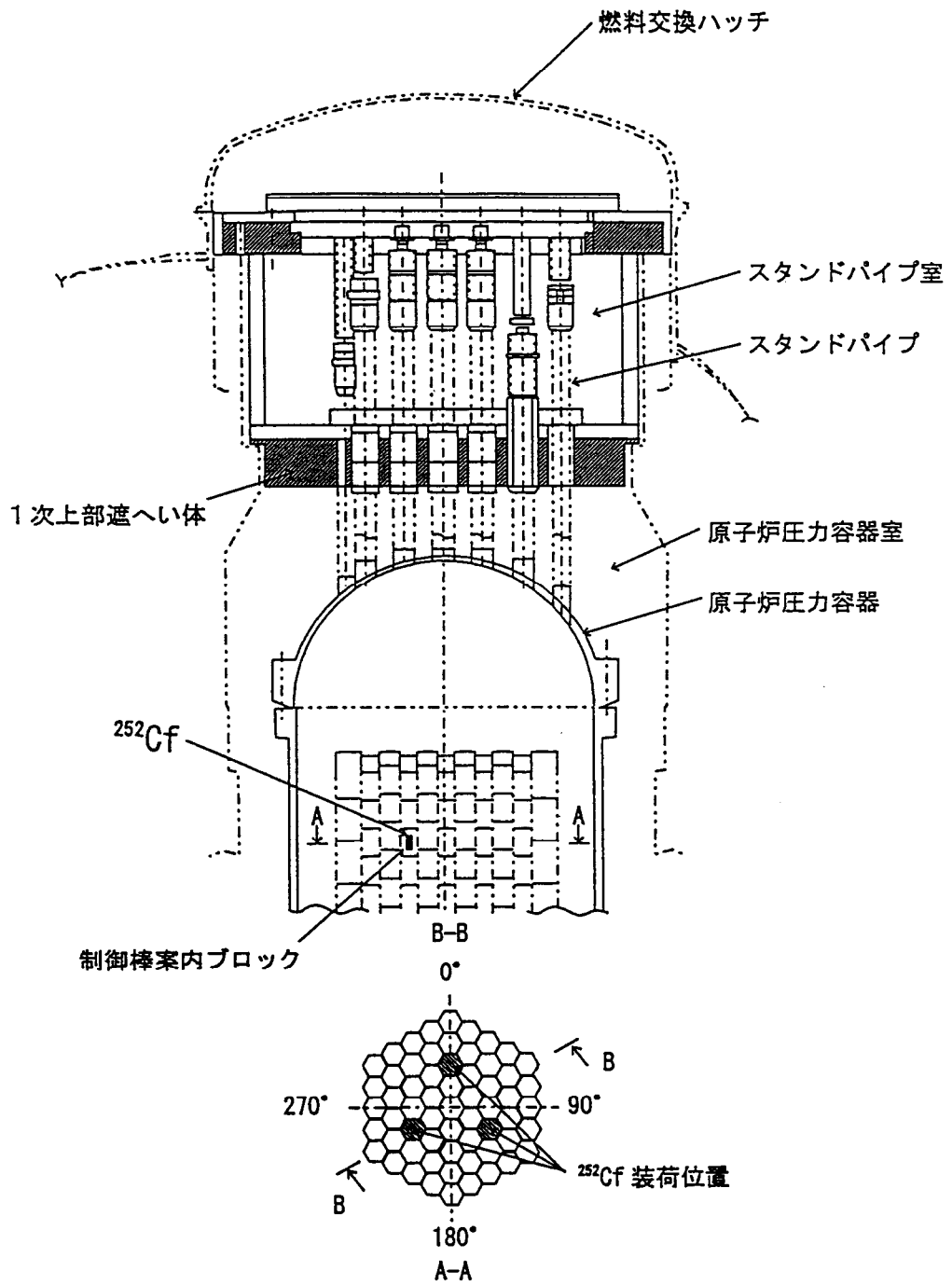


Fig. 1.3 Vertical arrangement of reactor core of HTTR

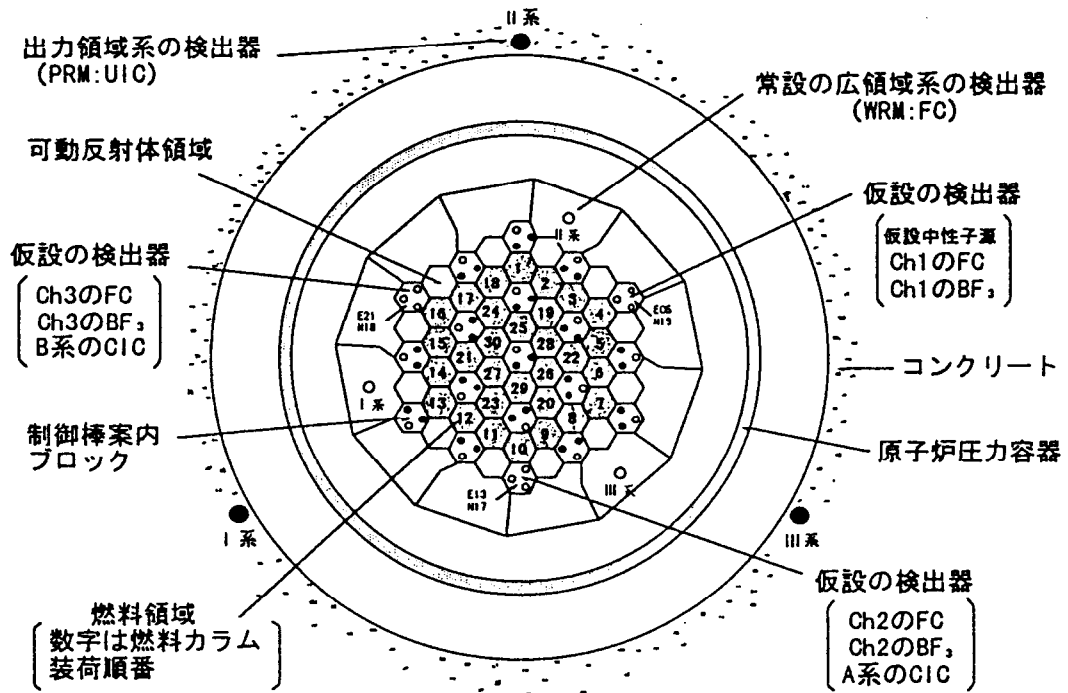


Fig. 1.4 Horizontal arrangement of reactor core during startup core physics tests of HTTR

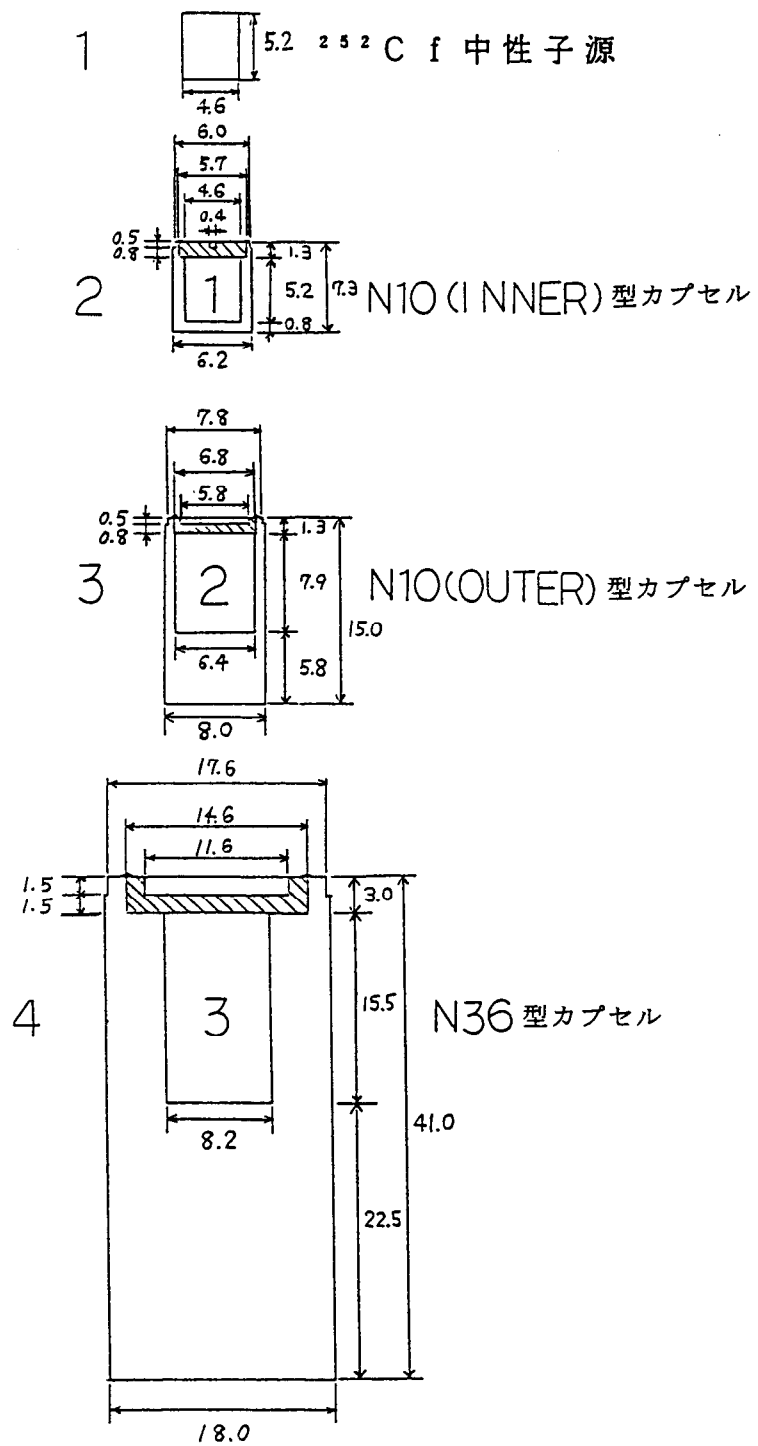


Fig. 1.5 Structural drawing of permanent neutron startup source including N10 and N36 type capsules

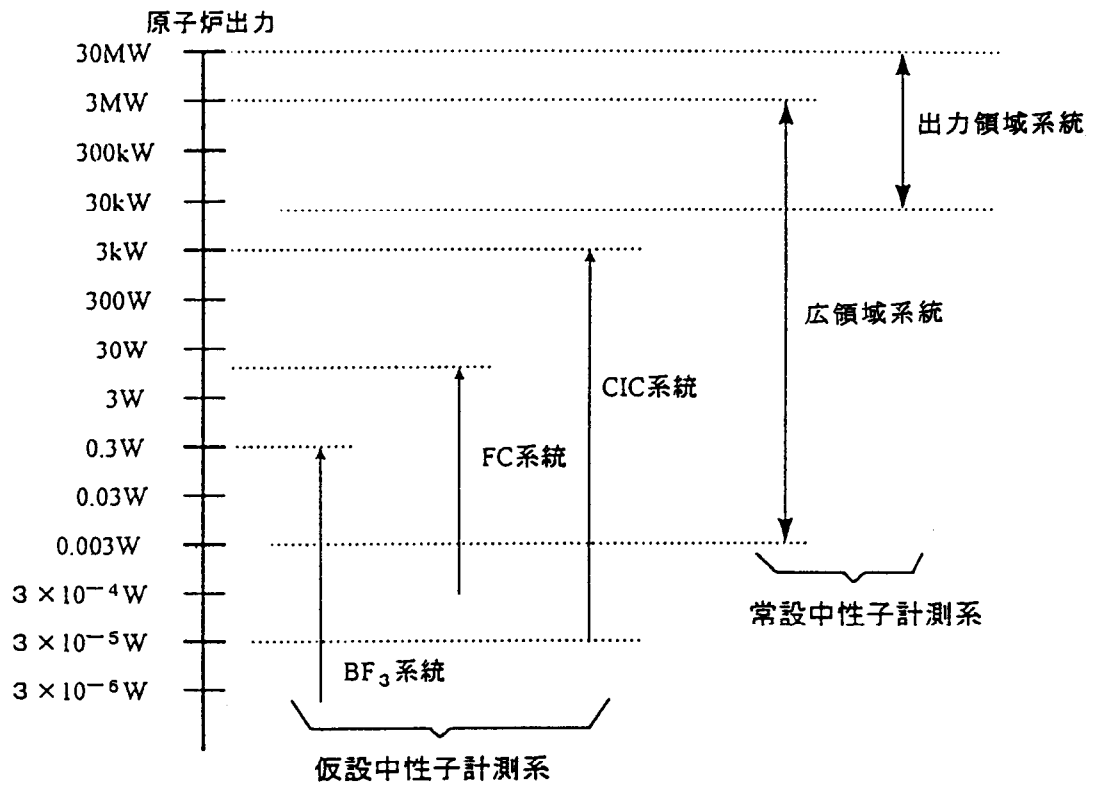


Fig. 1.6 Measuring region of temporary and permanent neutron instrumentation system for HTRR

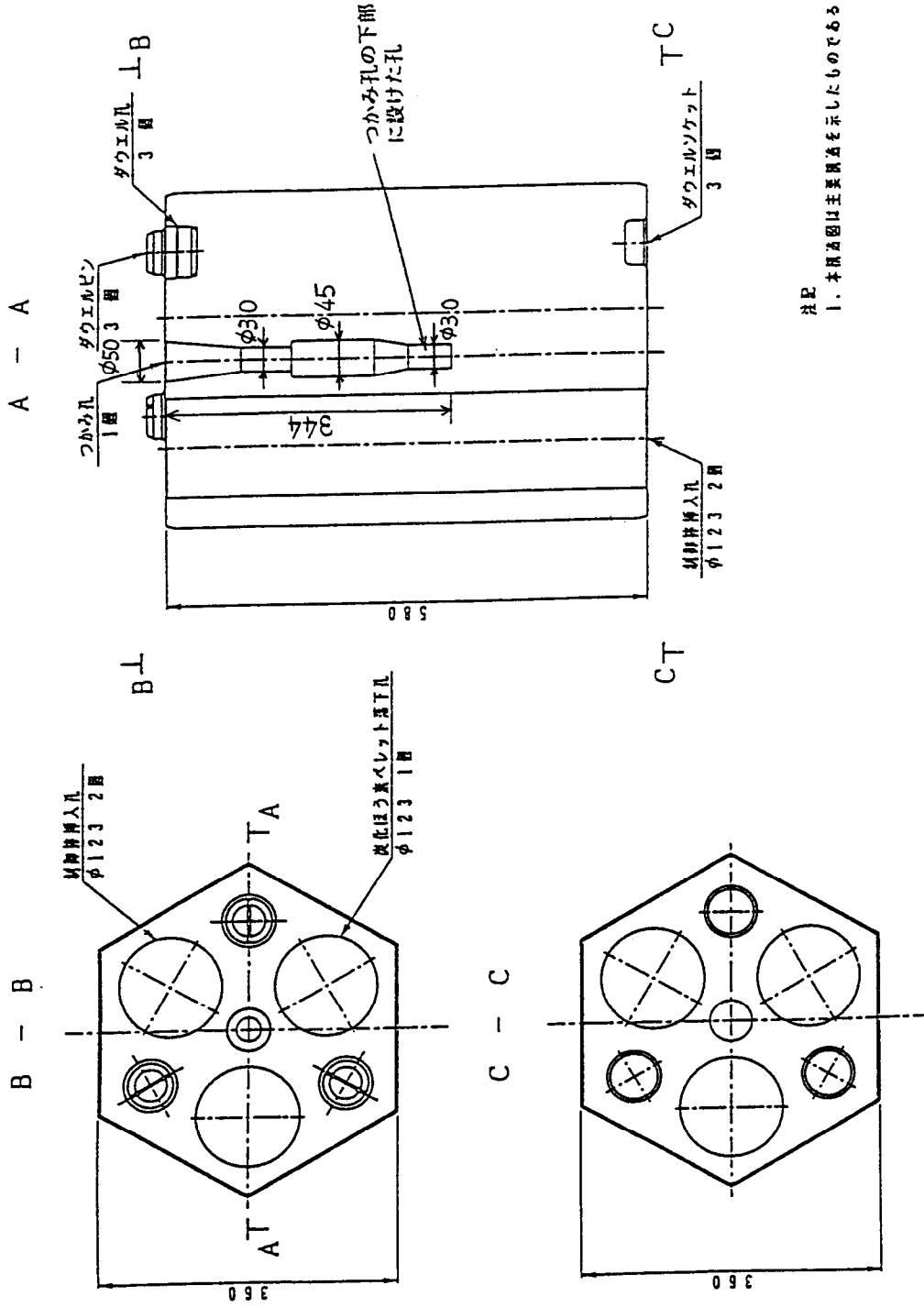


Fig. 1.7 Structural drawing of HTTR control rod guide block for loading permanent neutron startup source

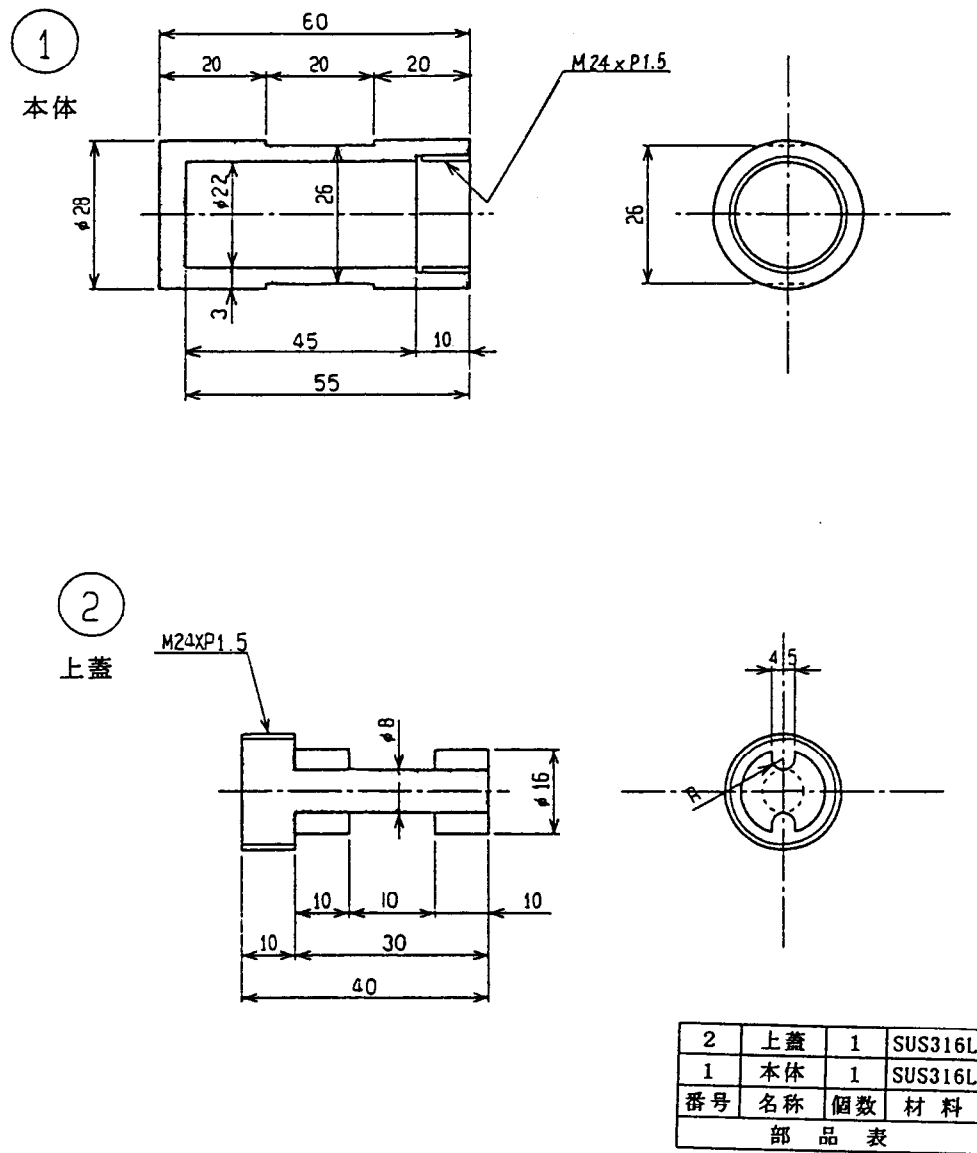


Fig. 1.8 Structural drawing of holder for permanent neutron startup source

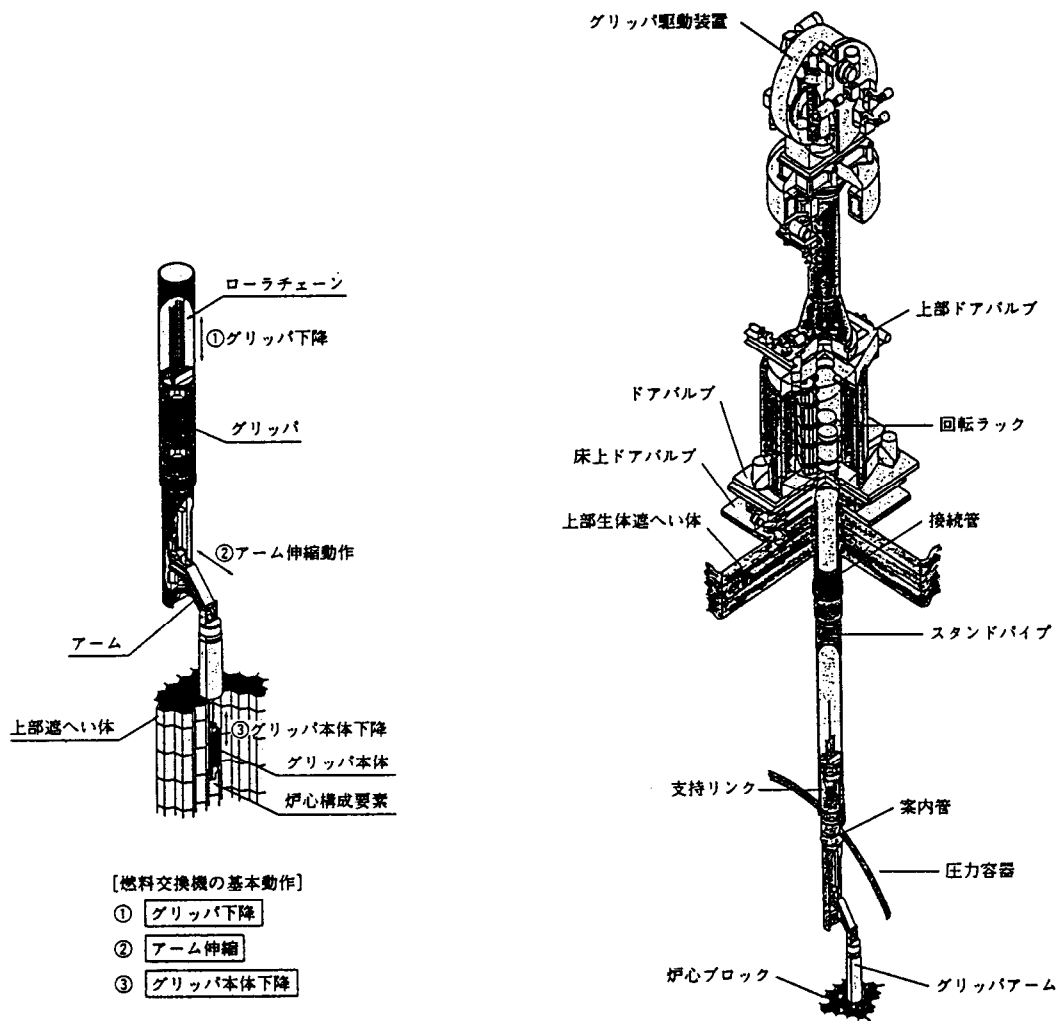


Fig. 1.9 Bird's-eye view of fuel handling machine of HTTR

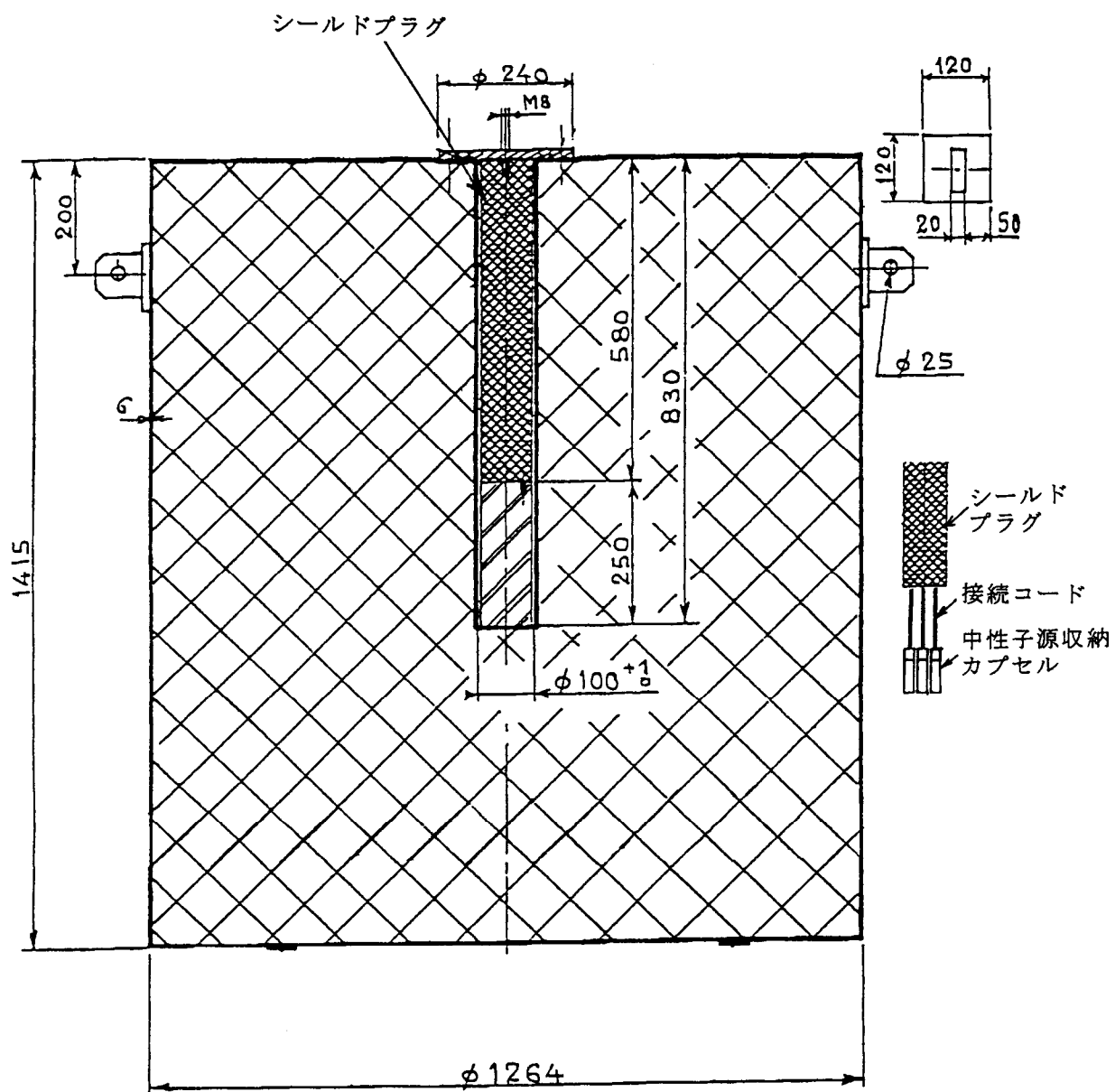


Fig. 1.10 Structural drawing of radioisotope transport vessel for transferring permanent neutron startup sources from France to Japan Radiation Association

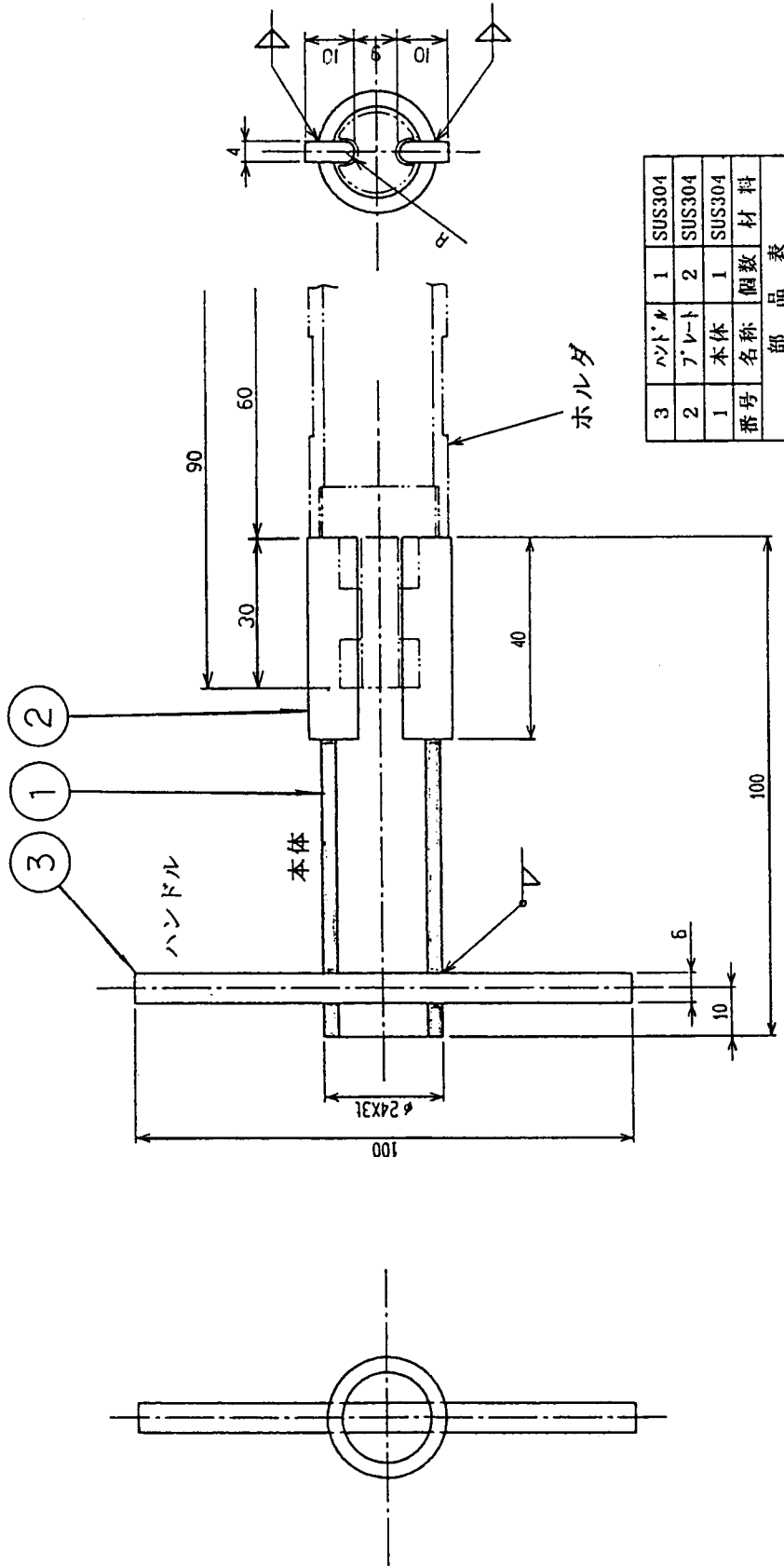


Fig. 1.11 Structural drawing of tool for loading permanent neutron startup sources into holders one by one

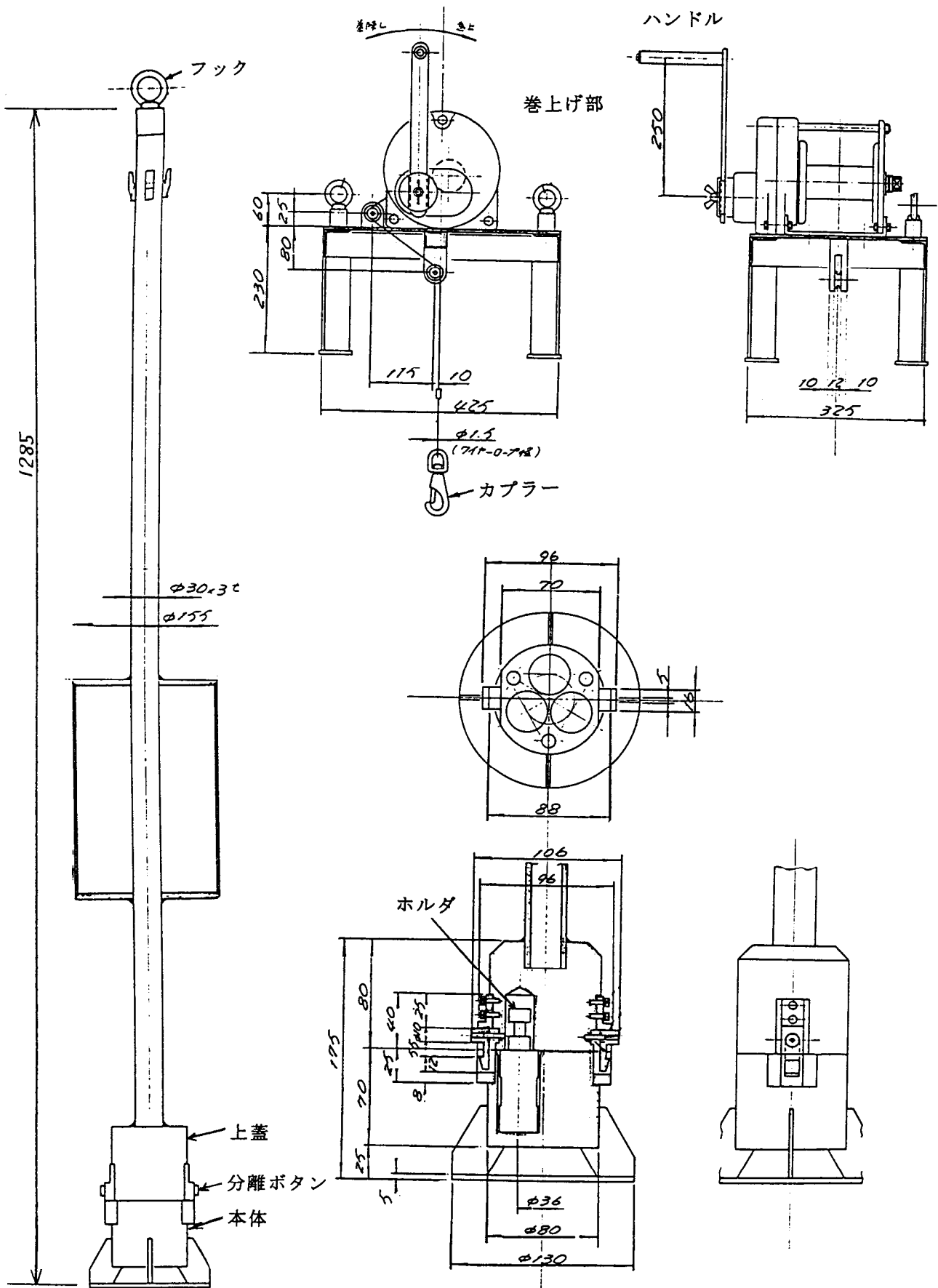


Fig. 1.12 Structural drawing of long capsule for holders

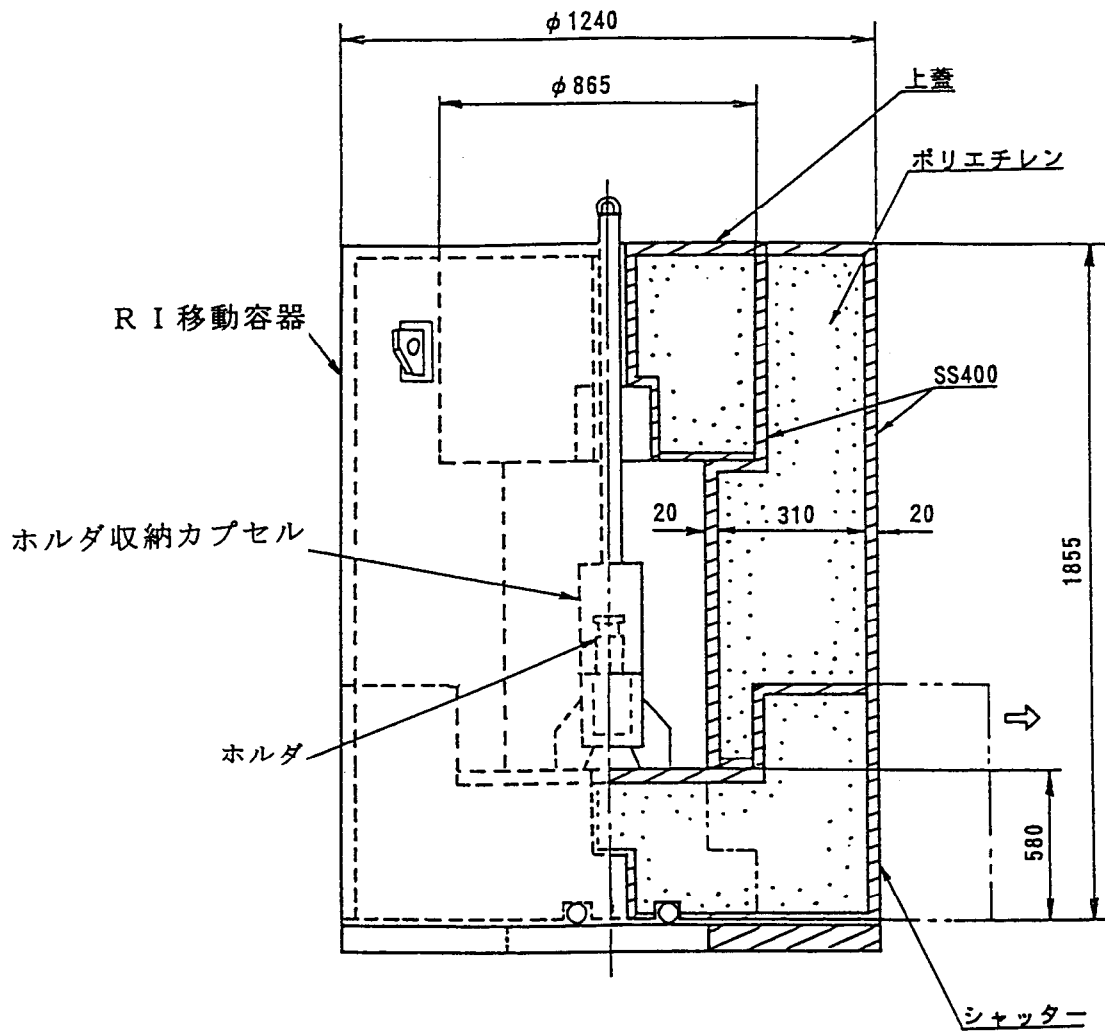


Fig. 1.13 Structural drawing of radioisotope transfer vessel for transferring holders with permanent neutron startup sources inside from Japan Radiation Association to HTTR

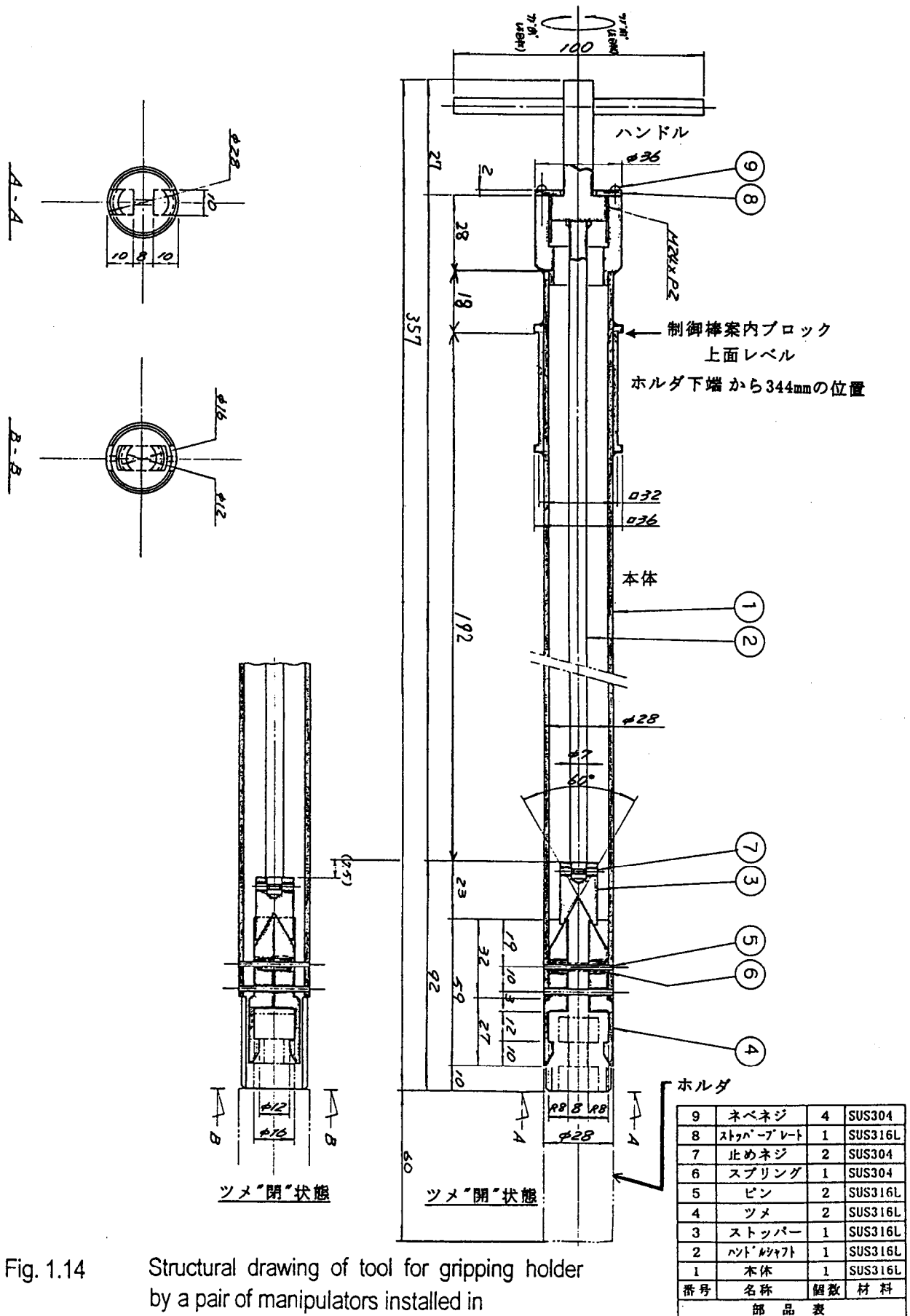


Fig. 1.14 Structural drawing of tool for gripping holder by a pair of manipulators installed in 2nd basement of HTRR maintenance pit

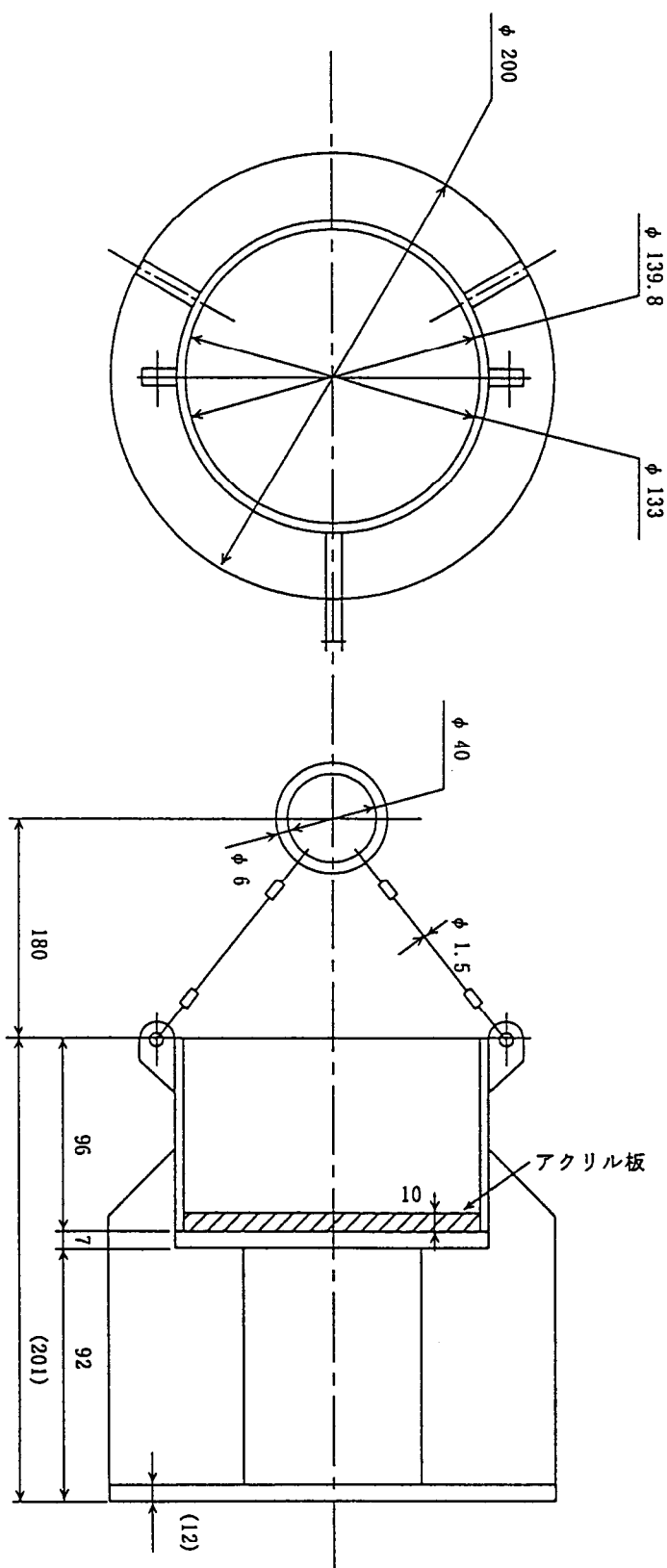
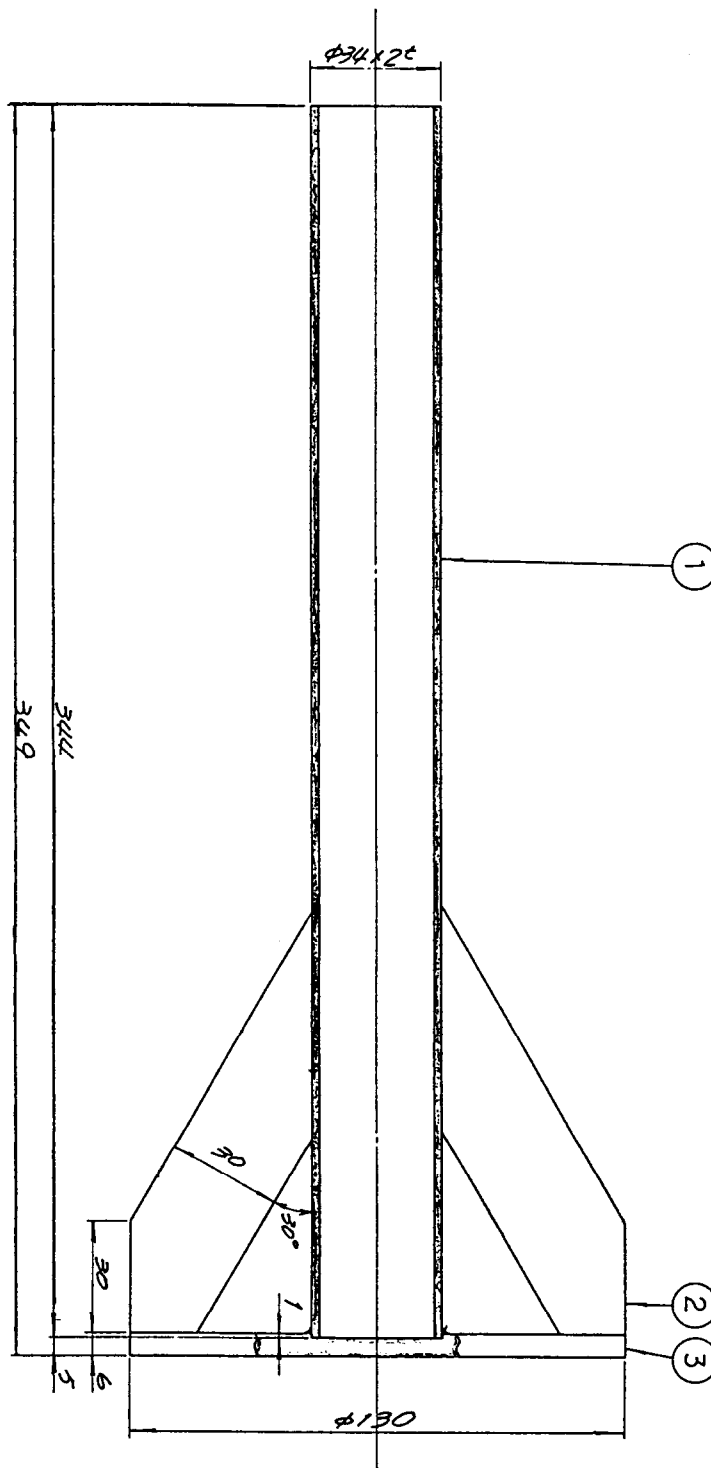


Fig. 1.15 Structural drawing of stand for long capsule installed in 2nd basement of HTTR maintenance pit



3	底板	1	SUS304
2	サポ-ト	3	SUS304
1	パイプ	1	SUS304
番号	名称	個数	材料
部 品 表			

Fig. 1.16

Structural drawing of simulated sample as HTTR control rod guide block for mockup test

2. 本設中性子源およびその取扱い設備

2.1 本設中性子源

(1) 構造

本設中性子源である ^{252}Cf (半減期: 2.64yr)は、 α 崩壊(96.9%)と自発核分裂(3.0%)により中性子を発生する線源である。本設中性子源は、Fig. 1.5に示すように円筒容器収納型カプセル構造である。 Cf_2O_3 とPd合金のペレット状圧縮焼結複合材を封入した最も内側のN10型カプセルは、アルゴン雰囲気条件下で上蓋と本体をアーク溶接(TIG溶接)している。このN10型カプセルは、ISO2919⁽⁹⁾により特別形(Special Form)に規定されている。つぎに、N10型外側カプセルの中にN10型内側カプセルを収納し、アルゴン雰囲気条件下で上蓋と本体をアーク溶接(TIG溶接)している。さらに、N36型カプセルの中にN10型二重カプセルを収納し、アルゴン雰囲気条件下で上蓋と本体をアーク溶接(TIG溶接)している。これらのカプセルの材料は、316Lステンレス鋼相当のZ3CND18.12(NF規格: Normes Francaises)である。

(2) 線源強度

H T T Rでの使用時期を考慮して、本設中性子源の線源強度は設計値(3.7GBq)より高めになるように製作した。1998年2月24日に仏国で標準線源(^{252}Cf : 2.8×10^8 GBq)による間接測定法を用いて校正した結果、線源強度は4.18GBq, 4.28GBq, 4.36GBqであった。

本設中性子源が3個装荷された1999年3月24日時点における線源強度は、校正時の約75%に減衰し、3.15GBq, 3.23GBq, 3.29GBqと評価される。

(3) 高温強度

本設中性子源の耐圧バウンダリとなる最も外側のN36型カプセルの上蓋は、周辺固定でかつ、等分布荷重がかかる円板⁽¹⁰⁾と考え、式(2.1)により応力(σ)を簡易評価する。なお、円板内半径はN10型外側カプセルの半径、円板高さは上蓋厚さに相当する。

$$\sigma = \frac{3 \times a^2 \times P}{4 \times h^2} \quad (2.1)$$

[記号]

a : 円板内半径,

P : 外圧,

h : 円板高さ

(4) 通常運転時

本設中性子源が装荷される制御棒案内ブロックの通常運転時における雰囲気温度は600°C⁽¹¹⁾, 雰囲気圧力は40kg/cm²である。よって、N36型カプセルの応力(σ)は式(2.1)を用いて、2.13kg/mm²となる。

一方、通常運転時は運転状態Iである。N36型カプセルの許容応力(σ_a)は、ASME CASE N-47-

29^(1,2)により、式(2.2)で定義される。

$$\sigma_a = S_{mt} \quad (2.2)$$

[記号]

S_{mt} : 許容応力強さ

N36型カプセルの材料は316Lステンレス鋼相当であり、 T は1112°Fである。よって、 3.16×10^4 hr (=660day × 2 サイクル × 24hr/day) 経過後の316Lステンレス鋼の許容応力強さを用いて評価した結果、 σ_a はつぎの通りとなる。

$$\sigma_a = 8.9 \times 1000 \times 6895 \text{ Pa} = 6.26 \text{ kg/mm}^2$$

故に、通常運転時のN36型カプセルの応力は、許容応力を満足する。

(n) 減圧事故時

本設中性子源が装荷される制御棒案内ブロックの減圧事故時における雰囲気温度は800°C^(1,3)、雰囲気圧力は48kg/cm²である。よって、N36型カプセルの応力(σ)は式(2.1)を用いて、2.56kg/mm²となる。

一方、減圧事故時は運転状態IVである。N36型カプセルの許容応力(σ_a)は、ASME CASE N-47-29^(1,2)により、式(2.3)で定義される。

$$\sigma_a = 0.67 \times S_r \quad (2.3)$$

[記号]

S_r : 破断応力強さ

N36型カプセルの材料は316Lステンレス鋼相当であり、 T は1472°Fである。よって、100hr経過後の316Lステンレス鋼の破断応力強さを用いて評価した結果、 σ_a はつぎの通りとなる。

$$\sigma_a = 0.67 \times 9.752 \times 1000 \times 6895 \text{ Pa} = 4.60 \text{ kg/mm}^2$$

故に、減圧事故時のN36型カプセルの応力は、許容応力を満足する。なお、N36型カプセルの応力2.56kg/mm²は、減圧事故発生から約 2×10^3 hr経過後の許容応力に相当する。

2. 2 本設中性子源用取扱い治具

(1) ホルダ

Fig. 1.8に示すホルダは、本設中性子源を収納した容器であり、上蓋と本体から構成する。また、メンテナンスピット2階において、後述するホルダつかみ用治具(Fig. 1.14参照)、マニプレータを用いて、制御棒案内ブロックのつかみ孔の下部に設けた中性子源挿入孔への挿入、中性子源挿入孔からの取り出しが可能である。

上蓋は、本体にねじ込み可能で、かつ、後述するホルダ装荷用治具(Fig. 1.11参照)がはめ込み可能な構造である。ホルダの材料は、316Lステンレス鋼である。

(2) ホルダ収納カプセル

Fig. 1.12に示すホルダ収納カプセルは、ホルダ(Fig. 1.8参照)を収納した容器であり、上蓋、本体、巻上げ部から構成する。また、ワイヤーを介してメンテナンスピット頂部から地下2階ま

で降ろすことが可能である。

本体は、ホルダ3個が収納可能な構造である。上蓋は、マニプレータで本体から分離可能な構造である。また、上蓋を取り外した時に、本体内のホルダの先端がマニプレータでつかむことが可能な構造である。巻上げ部は、クレーンにより吊り上げられるようなフック機構を有し、かつ、上蓋のフックにカプラーを介してワイヤーで接続可能な構造である。巻上げ部の手巻きウインチを用いてワイヤーを巻下げることで、上蓋と本体を約14m鉛直下方に移動可能な構造である。ホルダ収納カプセルの材料は、304ステンレス鋼である。

(3) ホルダ装荷用治具

Fig. 1.11 に示すホルダ装荷用治具は、ホルダ(Fig. 1.8参照)内に本設中性子源を装荷するための治具であり、本体とハンドルから構成する。本体は、ホルダの上蓋が収納可能な構造である。マニプレータを用いて、ハンドルを回転させることにより、ホルダの上蓋が取り外し可能な構造である。ホルダ装荷用治具の材料は、304ステンレス鋼である。

(4) ホルダつかみ用治具

Fig. 1.14 に示すホルダつかみ用治具は、メンテナンスピット地下2階において、マニプレータとホルダ(Fig. 1.8参照)の両者をつかむための治具であり、本体とハンドル部から構成する。

本体の頂部先端を一方のマニプレータでつかみ、他方のマニプレータを用いてハンドルを回転させることで、制御棒案内ブロック(Fig. 1.7参照)の中性子源挿入孔内でホルダの脱着が可能となる。ホルダつかみ用治具の材料は、304ステンレス鋼、316Lステンレス鋼である。

(5) 制御棒案内ブロック模擬体

Fig. 1.16 に示す制御棒案内ブロック模擬体は、モックアップ試験で用いる制御棒案内ブロック(Fig. 1.7参照)の中性子源挿入孔と同一孔径の円筒状治具である。制御棒案内ブロック模擬体の材料は、304ステンレス鋼である。

(6) R I 移動容器用養生板

Fig. 2.1 に示すR I 移動容器用養生板は、後述するR I 移動容器(Fig. 1.13参照)をメンテナンスピット頂部に置くための板である。R I 移動容器の下方シャッターを開いた後、ホルダ収納カプセル(Fig. 1.12参照)は、養生板中央の孔(孔径約 ϕ 200 mm)を通してメンテナンスピット地下2階に移送する。R I 移動容器用養生板には、作業員によるR I 移動容器の下方シャッターの開閉を容易にするため、レールを設けている。R I 移動容器養生板の材料は、304ステンレス鋼である。

(7) ホルダ収納カプセル用置き台

Fig. 1.15 に示すホルダ収納カプセル用置き台は、メンテナンスピット地下2階において、ホルダ収納カプセル(Fig. 1.11参照)を水平に置くための台である。ホルダ収納カプセル用置き台の材料は、304ステンレス鋼である。

(8) 制御棒案内ブロック用置き台

Fig. 2.2に示すように、制御棒案内ブロック用置き台は、制御棒案内ブロック(Fig. 1.7参照)

を水平に置くための台である。制御棒案内ブロック用置き台の材料は、F410ステンレス鋼である。

2. 3 本設中性子源用取扱い容器

(1) R I 輸送容器

Fig. 1.10 に示すR I 輸送容器は、仏国サクレー研究所所有の容器(約2600kg)であり、その型式はSV52型である。シールドプラグ(材料:ポリエチレン)を引き抜くことにより、本設中性子源入り収納カプセル3個を取り出すことが可能な構造である。シールドプラグと収納カプセルの接続コードは、テープで接着されている。R I 輸送容器の材料は、ポリエチレン等である。

(2) R I 移動容器

Fig. 1.13 に示すR I 移動容器はR I 協会所有の容器(約6800kg)である。R I 移動容器内の中央空部は、ホルダ収納カプセル(Fig. 1.12参照)が収納可能な構造である。鉛直上方、下方からのホルダ収納カプセルの取り出しが可能な構造であり、下方シャッターには車輪が付いている。R I 移動容器の材料は、ポリエチレン、SS400である。

2. 4 燃料交換機

Fig. 1.9に示す燃料交換機は、制御棒案内ブロック(Fig. 1.7参照)等の炉心への装荷、炉心からの取り出し等を行うためのものであり、本体、グリップおよびその駆動装置、回転ラック、ドアバルブ等から構成する。

グリップは、自動位置決め機能を有しており、アーム伸縮方式により、制御棒案内ブロック等のつかみ、切り離し操作を行うためのものである。グリップ駆動装置(昇降、旋回用)は、モータ方式であり、制御棒案内ブロック等に過大な加速度が加わらないような構造である。回転ラックは、円周方向に4つの収納用の筒を配置し、上部遮へい体ブロック(Fig. 2.3)1個および炉心構成要素1カラム分の収納容量を有する。

燃料交換機を用いて炉心構成要素を取扱う場合、燃料交換機案内管をガイドとして燃料交換機支持リングが作動し、定位置に黒鉛ブロックを設置、または、回収する。本設中性子源の炉心装荷作業では、Fig. 2.4に示す燃料交換機模擬案内管を用いて、燃料交換機をガイドすることにより、制御棒案内ブロックをその置き台(Fig. 2.2参照)へ所定の精度で据え付けることとした。

2. 5 制御棒交換機

Fig. 2.5に示す制御棒交換機は、制御棒駆動装置等をメンテナンスピットおよび照射物貯蔵ピットへ移送するものであり、本体、巻上げ装置、グリップおよびドアバルブから構成する。

制御棒交換機による取扱い物のSPへの挿入時には、制御棒交換機を当該SPに所定の精度で据え付ける必要がある。そのため、接続管をSPに対して所定の精度で据え付け後、接続管を基準として床上ドアバルブ、制御棒交換機の位置を決定する。接続管の位置決めは、位置決めコマを用いたシールドプレートの位置決めにより行われる。

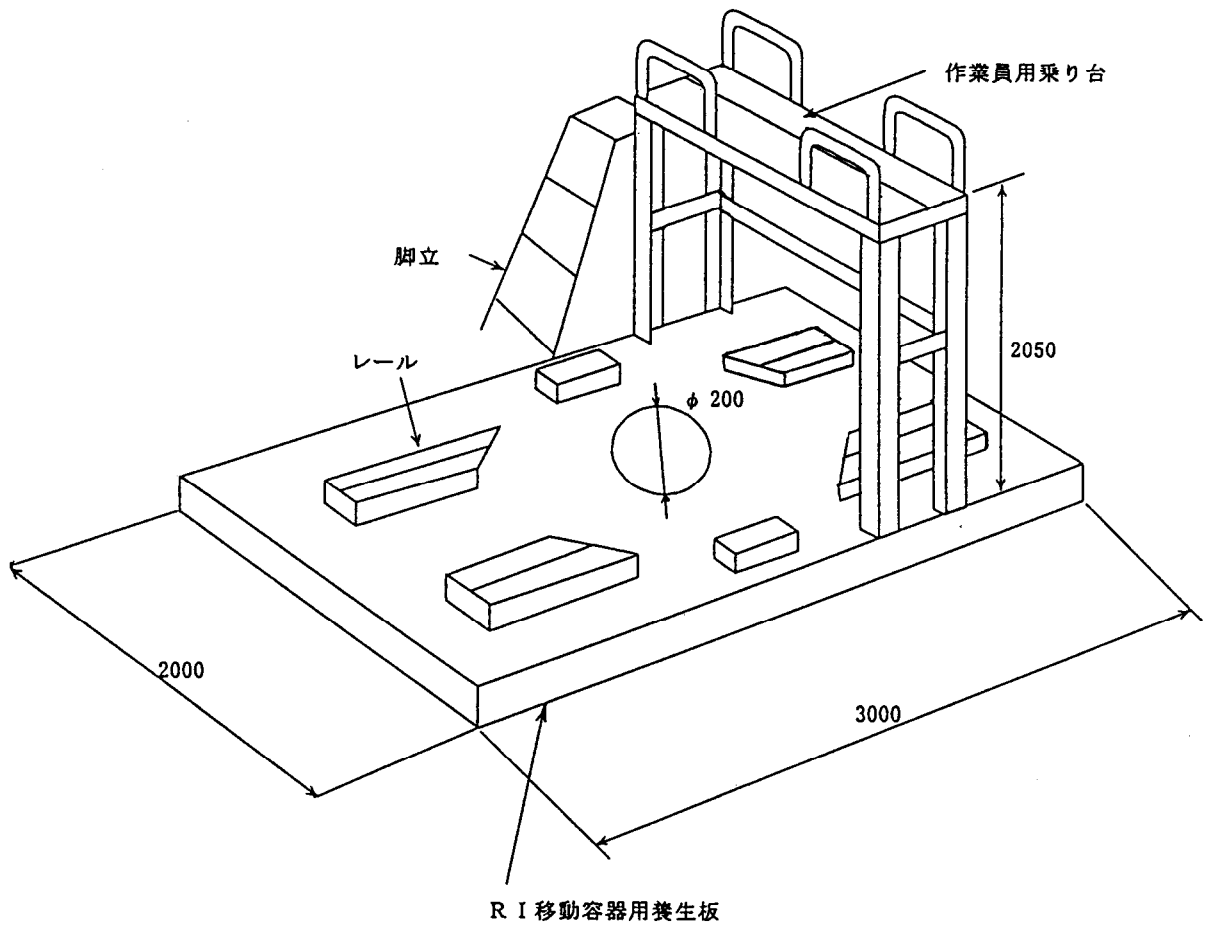


Fig. 2.1 Bird's-eye view of support plate for radioisotope transfer vessel sit on top of HTTR maintenance pit

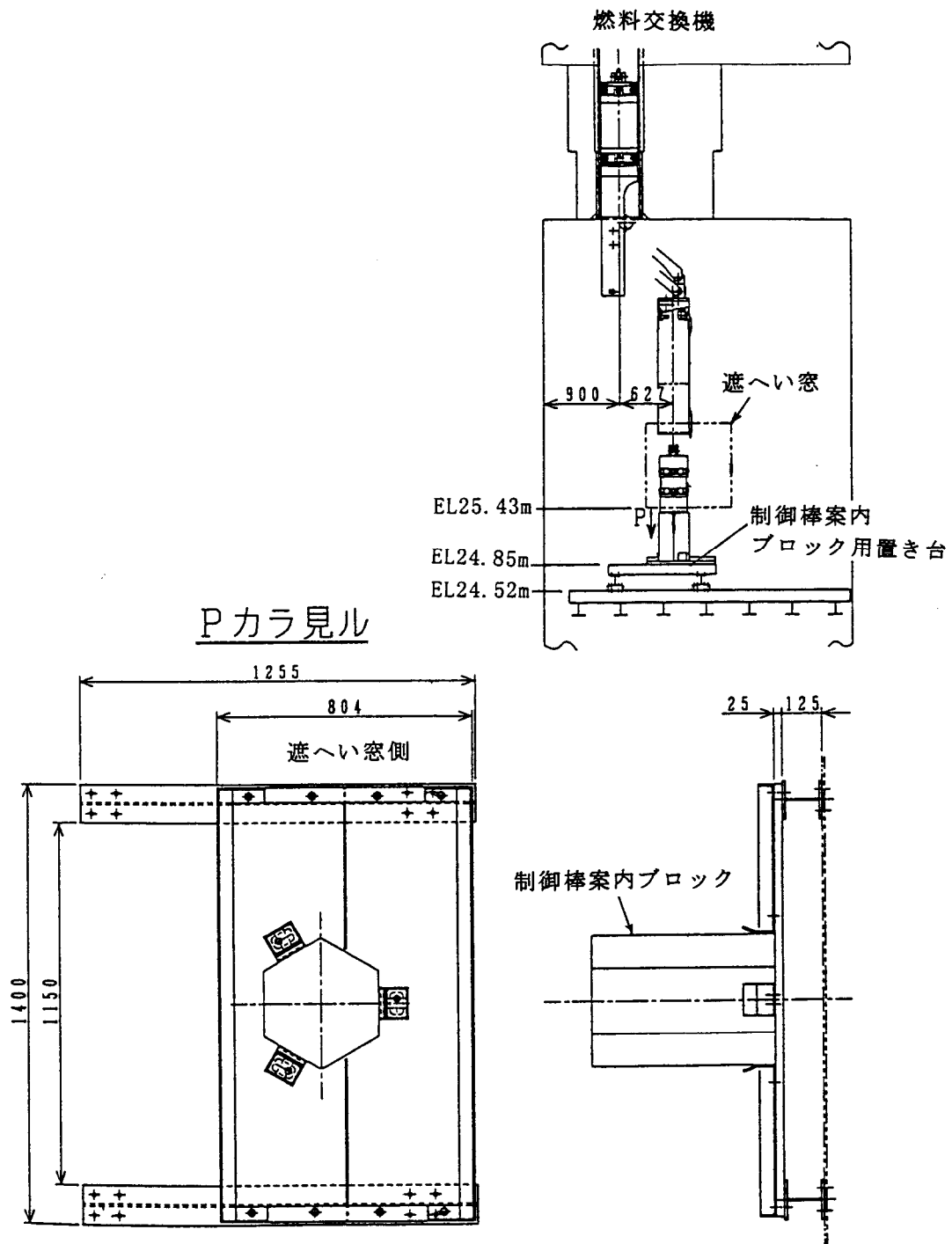


Fig. 2.2 Structural drawing of stand for control rod guide block installed in 2nd basement of HTTR maintenance pit

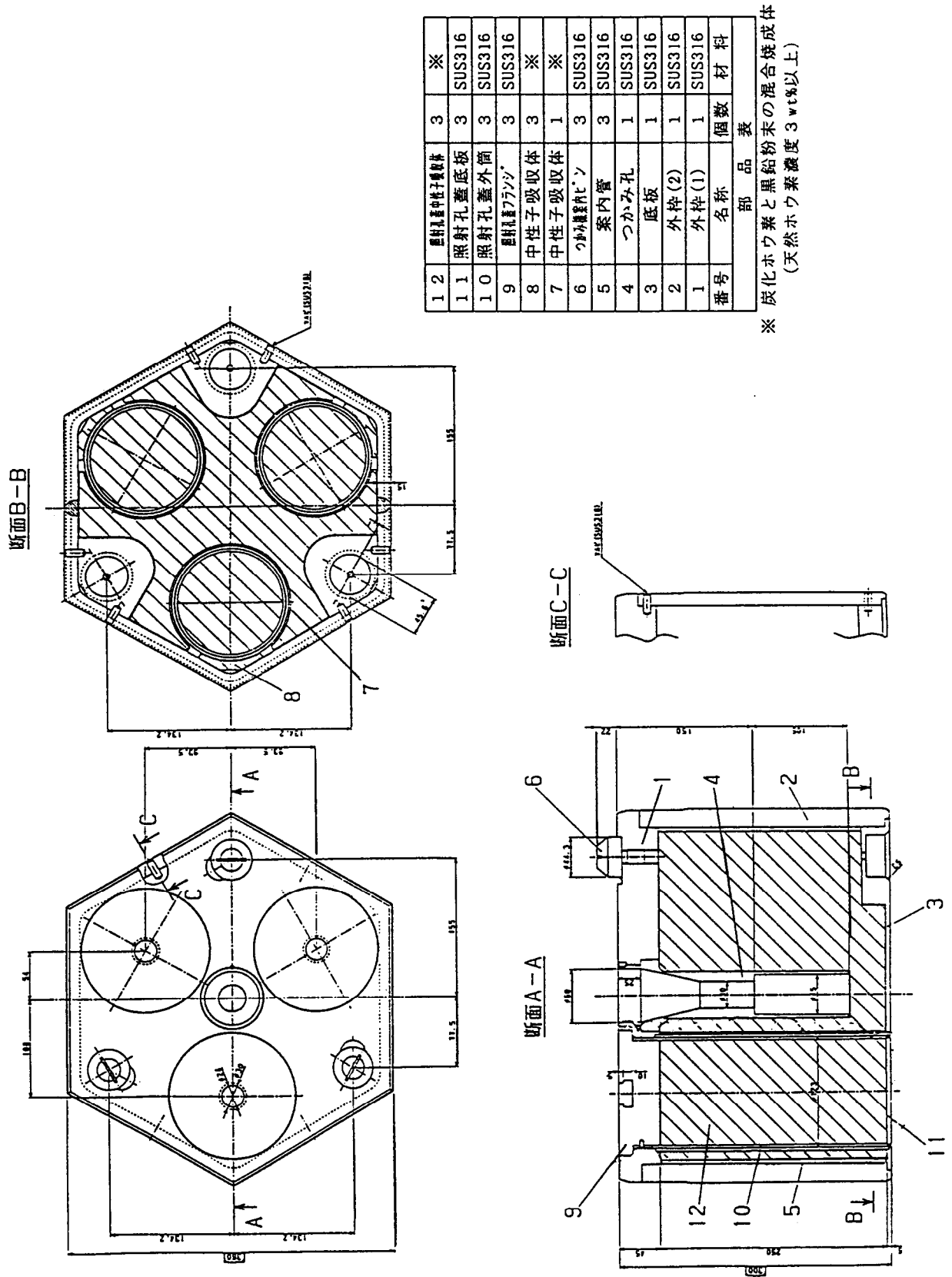


Fig. 2.3 Structural drawing of upper shielding block of HTTR

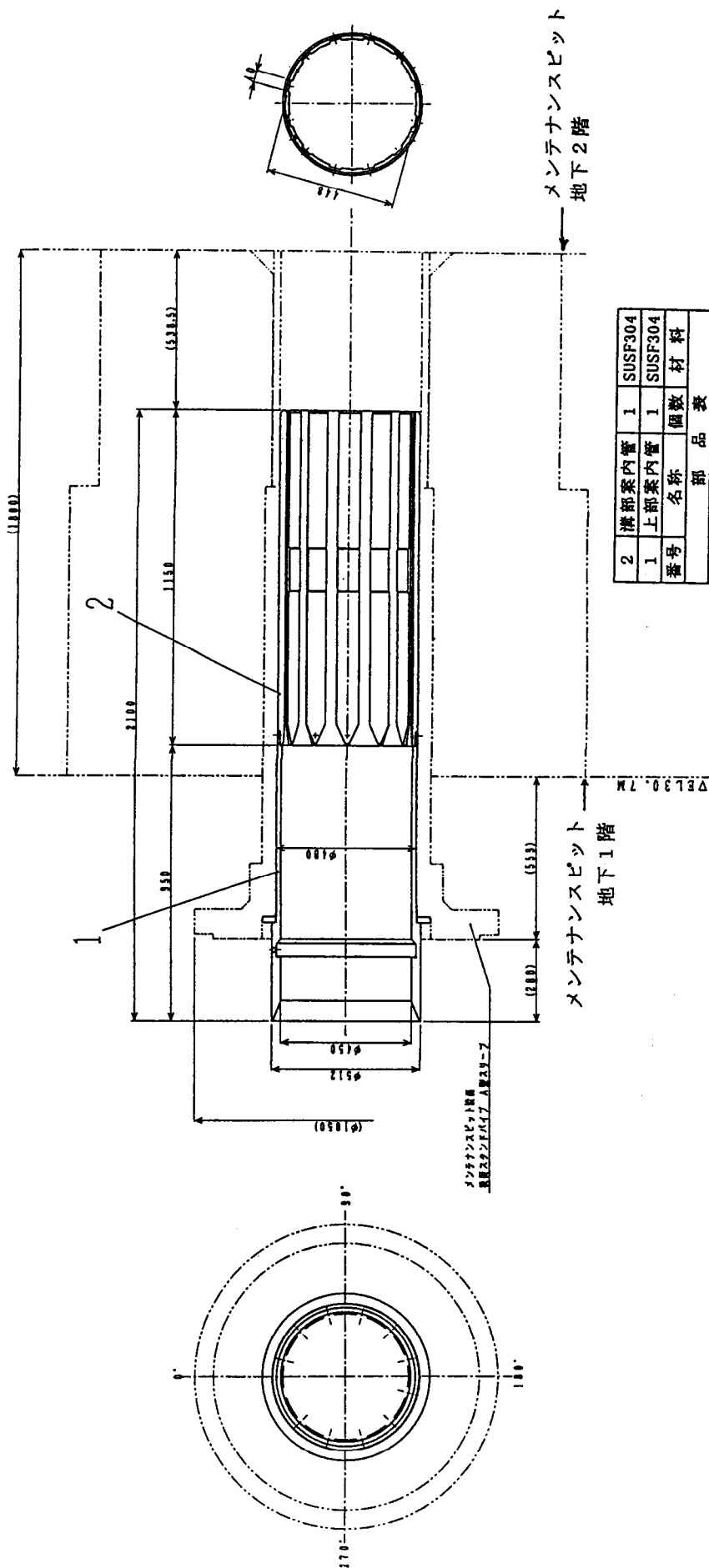


Fig. 2.4 Structural drawing of guide tube for gripper of fuel handling machine installed in penetration hole between 1st and 2nd basement of HTR maintenance pit

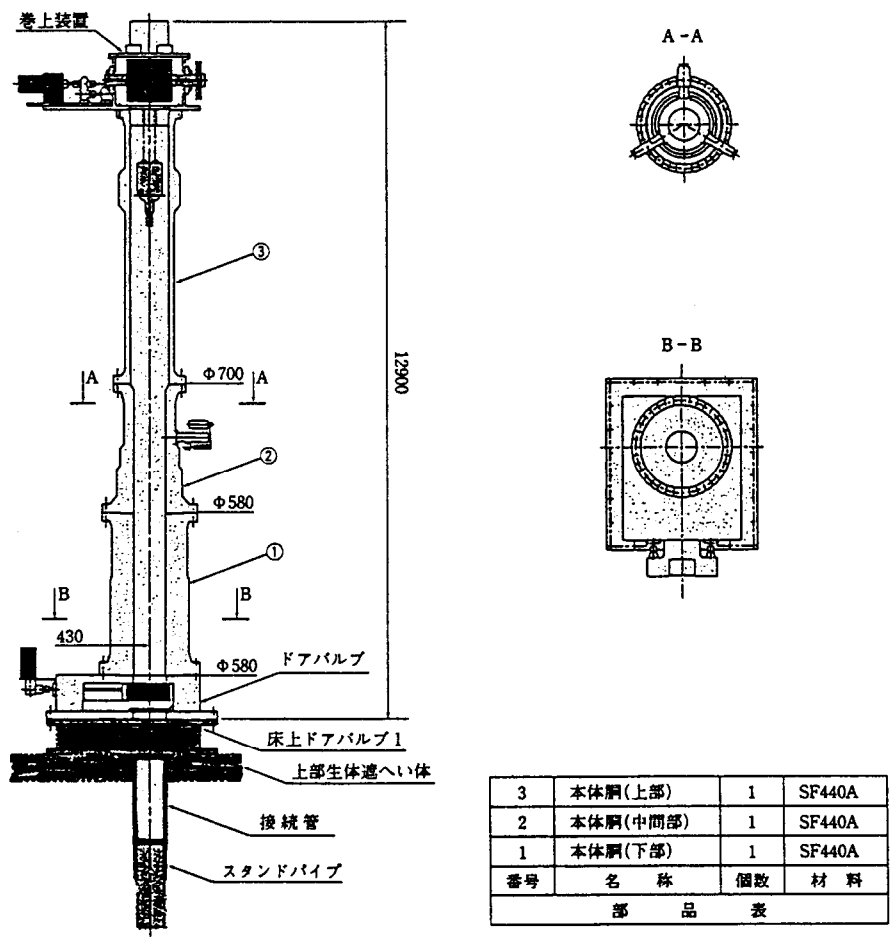


Fig. 2.5 Structural drawing of control rod handling machine of HTTR

3. 本設中性子源の取扱い方法および手順

3. 1 R I 協会ホットケーブル

R I 協会のホットケーブルにおける取扱い治具，マニプレータを用いた本設中性子源の取扱い手順を以下に示す。

- (1) R I 輸送容器(Fig. 1.10参照)のシールドプラグを引き抜くことにより，シールドプラグを介して接続コードで接続されている中性子源収納カプセル3個をR I 輸送容器から取り出す。
- (2) 中性子源収納カプセルから本設中性子源を取り出す。
- (3) 3個の本設中性子源は，ホルダ装荷用治具(Fig. 1.11参照)を用いて，1個ずつホルダ(Fig. 1.8参照)に入れる。
- (4) ホルダ3個は，まとめて1個のホルダ収納カプセル(Fig. 1.12参照)に入れる。
- (5) ホルダ収納カプセルは，R I 移動容器(Fig. 1.13参照)内に収納する。

3. 2 H T T R 炉心

H T T R の炉心における本設中性子源の装荷に伴う制御棒案内ブロック(Fig. 1.7参照)と仮設中性子源の撤去に伴う上部遮へい体ブロック(Fig. 2.3参照)の取扱い手順を以下に示す。また，Fig. 3.1にこれらの黒鉛ブロックの取扱い順序と炉心カラム番号の関係，Fig. 3.2に制御棒案内ブロックの炉心からの主な取り出し手順図を示す。

- (1) N17とN18のスタンドパイプ(S P)上部の中間部遮へい体を回転させる。仮設中性子検出器およびその保持装置(N17とN18のS P)を撤去する。
- (2) 本設中性子源入りホルダ(Fig. 1.8参照)を収納したR I 移動容器(Fig. 1.13参照)をその養生板(Fig. 2.1参照)を介して，メンテナンスピット頂部(アダプタープレートの上)に置く。ホルダをR I 移動容器から取り出し，メンテナンスピット地下2階へ移動する。詳細は3.3節に示す。その後，R I 移動容器およびその養生板をメンテナンスピット頂部から移動する。
- (3) N9のS P上部の中間部遮へい体を回転させる。R1-2，R2-2各1対の制御棒を制御棒交換位置(約4420mm)まで引上げ，制御棒駆動ケーブルを取り外し，接続管，シールドプレートを取り付ける。その後，床上ドアバルブ(1)を置き場からN9のS P上部へ位置決めする。
- (4) 制御棒案内ブロック(C09のカラム)を取扱うために，制御棒交換機(Fig. 2.5参照)を用いて，制御棒駆動装置をN9のS Pから取り出す。
- (5) N9のS Pにメンテナンスピットに仮置きしてある燃料交換用クロージャを，制御棒交換機を用いて取り出し，当該S P内へ装荷する。
- (6) N9のS P上部にある床上ドアバルブ(1)，シールドプレート，接続管を撤去し，中間部遮へい体をN3のS Pに回転する。接続管，シールドプレートを取り付ける。その後，床上ドアバルブ(1)をN3のS P上部へ位置決めする。

- (7) 燃料交換機のグリッパを炉内へアクセスするために、制御棒交換機を用いて、制御棒駆動装置をN3のS Pから取り出す。
- (8) 燃料交換機 (Fig. 1.9参照) のグリッパを炉内へアクセスするために、メンテナンスピットに仮置きしてある燃料交換機案内管を制御棒交換機を用いて、N3のS Pへ取り付ける。
- (9) 燃料交換機模擬案内管 (Fig. 2.4参照) をメンテナンスピット1階に設置する。
- (10) 燃料交換機のグリッパで、N3のS Pを介して、制御棒案内ブロック4体 (C09のカラム) を炉心から取り出し、燃料交換機内に取り込みメンテナンスピットへ移動する。
- (11) 燃料交換機のグリッパで、制御棒案内ブロック1体 (3C09C1) をメンテナンスピット地下2階の置き台 (Fig. 2.2参照) の上に置く。
- (12) メンテナンスピット地下2階において、本設中性子源入りホルダを制御棒案内ブロック (3C09C1) に装荷する。詳細は3.3節に示す。
- (13) 燃料交換機のグリッパで、ホルダ入り制御棒案内ブロック (3C09C1) を燃料交換機内に取り込み、制御棒案内ブロック4体を炉心の定位置へ装荷する。
- (14) 燃料交換機のグリッパで、N3のS Pを介して、上部遮へい体ブロック (0E21S1) を炉心から取り出し、燃料交換機内に取り込みメンテナンスピットへ移動する。
- (15) 燃料交換機のグリッパで、上部遮へい体ブロック (0E21S1) をメンテナンスピット地下1階の置き台の上に置く。
- (16) メンテナンスピット地下1階において、人力で照射孔蓋を上部遮へい体ブロック (0E21S1) に取り付ける。
- (17) 燃料交換機のグリッパで、照射孔蓋付き上部遮へい体ブロック (0E21S1) を燃料交換機内に取り込み、炉心の定位置へ装荷する。その後、燃料交換機模擬案内管をメンテナンスピットから置き場へ撤去する。
- (18) 制御棒交換機を用いて、N3のS Pから燃料交換機案内管を取り外し、メンテナンスピットに挿入後、天井クレーンを用いて燃料交換機案内管を置き場へ移動する。
- (19) 制御棒交換機を用いて、N3のS Pの制御棒駆動装置を照射物貯蔵ピット(1)から取り出し、メンテナンスピットへ移動する。その後、メンテナンスピットにおいて、N3のS Pの制御棒駆動装置のDリング交換、方位調整を行う。
- (20) 制御棒交換機を用いて、N3のS Pの制御棒駆動装置を当該S P内へ装荷する。
- (21) N3のS P上部にある床上ドアバルブ(1)、シールプレート、接続管を撤去し、中間部遮へい体をN9のS Pに回転する。接続管、シールプレートを取り付ける。その後、床上ドアバルブ(1)をN9のS P上部へ位置決めする。
- (22) 制御棒交換機を用いて、N9のS Pの燃料交換用クロージャを取り外し、メンテナンスピットに挿入後、天井クレーンを用いて燃料交換用クロージャを置き場へ移動する。
- (23) 制御棒交換機を用いて、N9のS Pの制御棒駆動装置を照射物貯蔵ピット(1)から取り出し、メンテナンスピットへ移動する。その後、メンテナンスピットにおいて、N9のS Pの制御棒

駆動装置のDリング交換，方位調整を行う。

- (24)制御棒交換機を用いて，N9のS Pの制御棒駆動装置を当該S P内へ装荷する。
- (25)N9のS P上部にある床上ドアバルブ(1)，シールプレート，接続管を撤去する。制御棒駆動装置のケーブル復旧後，R1-2，R2-2各1対の制御棒を駆動下限位置(約-20mm)まで挿入する。
- (26)N19のS P上部の中間部遮へい体を回転させる。仮設中性子源，仮設中性子検出器およびその保持装置(N19のS P)を撤去する。
- (27)Dリング交換後，N17，N18，N19のS Pクロージャを当該S P内へ装荷する。
- (28)Fig. 3.1 に示す2サイクル目の制御棒案内ブロック(3C05C1)，上部遮へい体ブロック(0E13 S1)を取扱うため，(3)～(25)の作業を当該S P，制御棒等に対して行う。
- (29)Fig. 3.1 に示す3サイクル目の制御棒案内ブロック(3C01C1)，上部遮へい体ブロック(0E05 S1)を取扱うため，(3)～(22)の作業を当該S P，制御棒等に対して行う。
- (30)真空排気作業を行う。
- (31)ヘリウム供給作業を行う。
- (32)制御棒交換機を用いて，N11のS Pの制御棒駆動装置を照射物貯蔵ピット(1)から取り出し，メンテナンスピットへ移動する。その後，メンテナンスピットにおいて，N11のS Pの制御棒駆動装置のDリング交換，方位調整を行う。
- (33)制御棒交換機を用いて，N11のS Pの制御棒駆動装置を当該S P内へ装荷する。
- (34)N11のS P上部にある床上ドアバルブ(1)，シールプレート，接続管を撤去する。制御棒駆動装置のケーブル復旧後，R1-4，R2-4各1対の制御棒を駆動下限位置(約-20mm)まで挿入する。

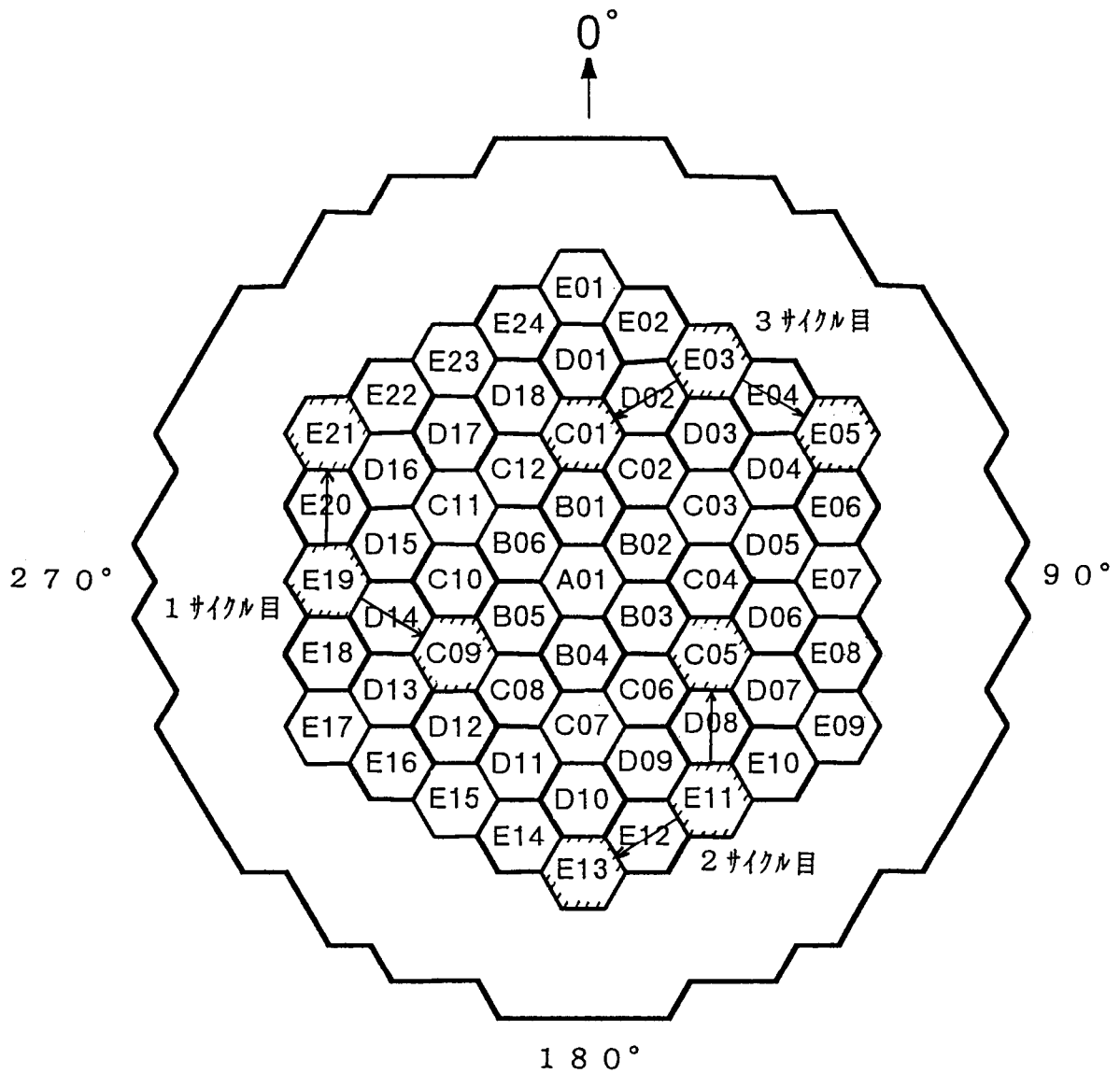
3.3 HTTRメンテナンスピット

HTTRのメンテナンスピットにおける取扱い治具，マニプレータを用いた本設中性子源の取扱い手順を以下に示す。また，Fig. 3.3に本設中性子源の主な取扱い手順図を示す。

- (1)メンテナンスピット地下2階にホルダ収納カプセル用置き台(Fig. 1.15 参照)を設置し，その上に制御棒案内ブロック用置き台(Fig. 2.2参照)をボルトで固定する。また，ホルダつかみ用治具(Fig. 1.14参照)を置く。これらの置き台の回りには，ホルダ収納カプセルの落下防止のため，養生シートおよび汚染防止ビニールシートを敷く。
- (2)メンテナンスピット頂部プラグ貫通部から地下1，2階の貫通孔までブラバック(ϕ 650mm×約4m)を覆い，メンテナンスピット地下1階におけるホルダ収納カプセルの位置決めを行う。
- (3)RI移動容器用養生板のレールにRI移動容器(Fig. 1.13参照)の下方シャッターを開ける限界位置(シャッター引き代約30cm)を罫書く。RI移動容器用養生板(Fig. 2.1参照)にRI移動容器を置く位置を罫書く。
- (4)天井クレーンを用いて，メンテナンスピット頂部のアダプタープレート上にRI移動容器用養生板を置く。
- (5)RI移動容器用養生板の上にRI移動容器を置く。

- (6) R I 移動容器用養生板近くに脚立を置く。養生板には、作業員用乗り台をボルトで固定する。
- (7) 脚立と作業員用乗り台を用いて、R I 移動容器の頂部にホルダ収納カプセル巻上げ部を置く。
- (8) R I 移動容器頂部から突出しているホルダ収納カプセル(Fig. 1.12参照)の上蓋フックに、ホルダ収納カプセル巻上げ部のカプラーを接続する。
- (9) R I 移動容器の下方シャッターを開ける。
- (10) I T Vカメラでメンテナンスピット地下1, 2階を監視し、ホルダ収納カプセル巻上げ部でワイヤーを巻下げながら、ホルダ収納カプセルをメンテナンスピット地下2階のホルダ収納カプセル用置き台近くまで降ろす。
- (11)ホルダ収納カプセルをマンプレータでつかみ、かつ、ワイヤーを巻下げることで、ホルダ収納カプセルをホルダ収納カプセル用置き台に若干挿入する。
- (12)一方のマンプレータでホルダ収納カプセルをつかみながら、他方のマンプレータでホルダ収納カプセルの上蓋と本体の分離ボタンを左右1個ずつ押すことで、上蓋と本体を分離させる。ホルダ収納カプセル置き台には、ホルダ収納カプセルの本体のみを収納させる。
- (13)ホルダ収納カプセルの上蓋は、ホルダ収納カプセル巻上げ部でワイヤーを巻上げることによりR I 移動容器内に入れる。
- (14) R I 移動容器の下方シャッターを閉める。
- (15)ホルダ収納カプセル巻上げ部のカプラーをホルダ収納カプセルの上部フックから取り外す。
- (16)作業員用乗り台をR I 移動容器用養生板から取り外し、脚立を取り外す。
- (17) R I 移動容器とその養生板をメンテナンスピット頂部から移動させる。メンテナンスピット地下1階のプラバックを取り外す。
- (18)メンテナンスピット地下1階に燃料交換機模擬案内管(Fig. 2.4参照)を設置する。その後、燃料交換機(Fig. 1.9参照)をメンテナンスピット頂部に移動させる。
- (19)燃料交換機のグリッパで、制御棒案内ブロック(3C09C1)(Fig. 1.7参照)をメンテナンスピット地下2階の制御棒案内ブロック用置き台(Fig. 2.2参照)の上に置く。
- (20)ホルダつかみ用治具を一方のマンプレータでつかみ、ホルダ収納カプセル本体内のホルダ(Fig. 1.8参照)の上蓋にかぶせる。
- (21)他方のマンプレータでホルダつかみ用治具のハンドル部を回転させることにより、ホルダ収納カプセル本体内のホルダの先端をつかむ。さらに、ホルダつかみ用治具のハンドルの近くをつかんだマンプレータを上げることにより、ホルダをホルダ収納カプセル本体から取り出す。
- (22)マンプレータでホルダつかみ用治具のハンドルの近くをつかみながら、制御棒案内ブロックのつかみ孔の下部に設けた中性子源挿入孔へホルダを挿入する。
- (23)ホルダつかみ用治具のハンドルを他方のマンプレータで回転させることにより、ホルダのみを制御棒案内ブロックのつかみ孔の下部に設けた中性子源挿入孔に残す。マンプレータでつかんでいるホルダつかみ用治具は、制御棒案内ブロック用置き台に置く。

- (24) 燃料交換機のグリッパで、ホルダを収納した制御棒案内ブロック (3C09C1) をメンテナンスピット地下 2 階から燃料交換機内に取り込み、制御棒案内ブロック 4 体を炉心の定位置へ装荷する。
- (25) 燃料交換機のグリッパで、制御棒案内ブロック (3C05C1) をメンテナンスピット地下 2 階に降ろす。
- (26) 制御棒案内ブロック (3C05C1) に対して、(20)～(23)の作業を行う。
- (27) 燃料交換機のグリッパで、ホルダを収納した制御棒案内ブロック (3C05C1) をメンテナンスピット地下 2 階から燃料交換機内に取り込み、制御棒案内ブロック 4 体を炉心の定位置へ装荷する。
- (28) 燃料交換機のグリッパで、制御棒案内ブロック (3C05C1) をメンテナンスピット地下 2 階に降ろす。
- (29) 制御棒案内ブロック (3C01C1) に対して、(20)～(23)の作業を行う。
- (30) 燃料交換機のグリッパで、ホルダを収納した制御棒案内ブロック (3C01C1) をメンテナンスピット地下 2 階から燃料交換機内に取り込み、制御棒案内ブロック 4 体を炉心の定位置へ装荷する。



取扱い順序

- 1 サイクル目 E19カラム(N3のSP)
 - ① C09カラム(N9のSP)
 - ② E21カラム(N18のSP)
- 2 サイクル目 E11カラム(N7のSP)
 - ① C05カラム(N13のSP)
 - ② E13カラム(N17のSP)
- 3 サイクル目 E03カラム(N5のSP)
 - ① C01カラム(N11のSP)
 - ② E05カラム(N19のSP)

Fig. 3.1 Relationship between column number of reactor core and procedure for handling graphite blocks of HTTR

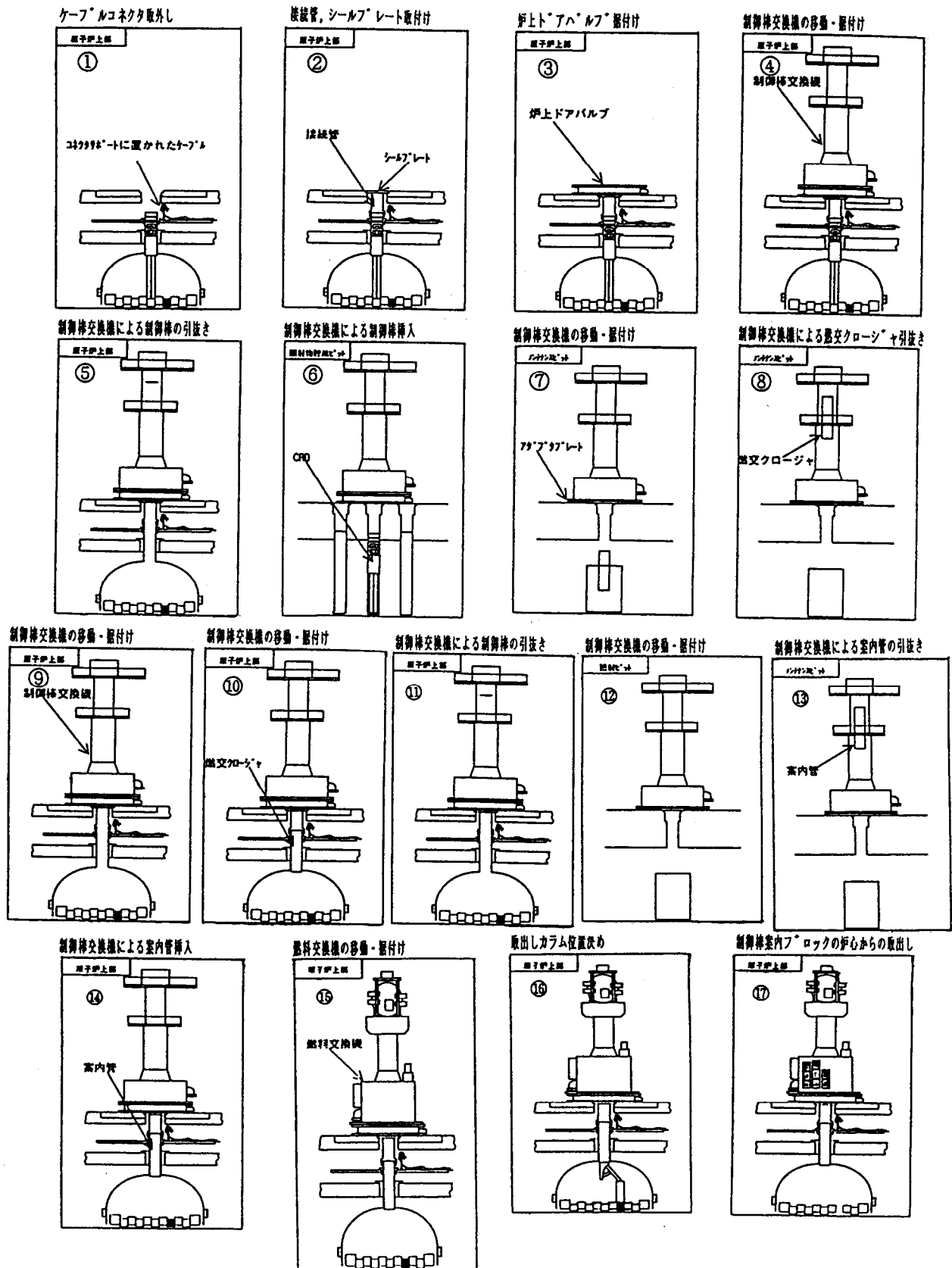


Fig. 3.2 Major procedure for taking control rod guide block from reactor core of HTTR

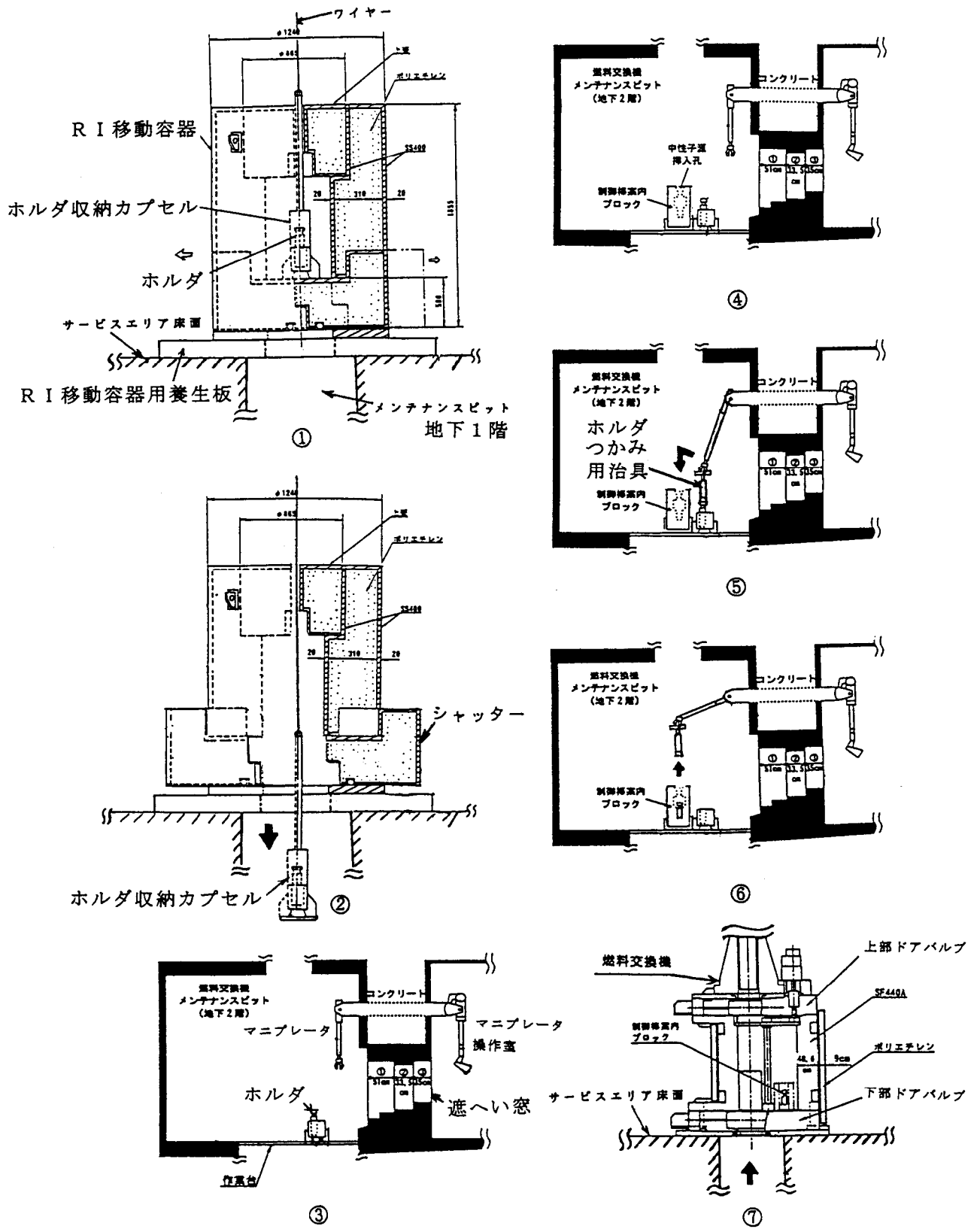


Fig. 3.3 Major procedure for handling holders with permanent neutron startup sources inside at HTTR maintenance pit

4. 本設中性子源の遮へい評価

H T T Rにおける本設中性子源の取扱い作業は、つぎの3つに分けられる。そこで、各取扱い作業中の作業員に対する1 cm線量当量の評価を行う。

- (1) サービスエリア(1階)のメンテナンスピット頂部で、R I 移動容器(Fig. 1.13参照)の下方シャッターを開き、ホルダ(Fig. 1.8参照)入りホルダ収納カプセル(Fig. 1.12参照)をワイヤーを介してメンテナンスピット地下2階に降ろす作業(以下、本設中性子源のR I 移動容器からの取り出し作業と称す。4.1節参照)
- (2) メンテナンスピット地下2階において、ホルダ収納カプセルをその置き台(Fig. 1.15参照)に移動する作業とマニプレータを遠隔操作することにより、ホルダつかみ用治具(Fig. 1.14参照)を介して、ホルダをホルダ収納カプセル本体から取り出し、制御棒案内ブロック(Fig. 1.7参照)の中性子源挿入孔に挿入する作業(以下、本設中性子源の制御棒案内ブロックへの移し替え作業と称す。4.2節参照)
- (3) ホルダを収納した制御棒案内ブロックを燃料交換機(Fig. 1.9参照)内に取り込み、原子炉圧力容器内の炉心部燃料領域の最上段の定位置に装荷する作業(以下、本設中性子源の燃料交換機による取扱い作業と称す。4.3節参照)

遮へい計算では、本設中性子源のR I 移動容器からの取り出し作業、制御棒案内ブロックへの移し替え作業、燃料交換機による取扱い作業を毎週行うものとして評価する。評価上、本設中性子源の中性子エネルギーは10.5MeV⁽¹⁸⁾、 γ 線エネルギーは0.1MeV(放出率0.013%)⁽¹⁹⁾である。

4.1 本設中性子源のR I 移動容器からの取り出し作業

(1) 前提条件

(a) Fig. 4.1に遮へい評価点を示す。Table 4.1に評価点、線源から評価点までの距離、遮へい体厚さおよび評価時間を示す。

(b) 遮へい体は、管理区域の人が常時立ち入る場所、管理区域境界および事業所境界における中性子線に対して、R I 移動容器の厚さ31cmのポリエチレンおよび厚さ4cmのSS400を考慮する。一次 γ 線および二次 γ 線に対して、厚さ31cmのポリエチレンを考慮する。ポリエチレンは水と同等と見なせるので水のデータを使用する。

(2) 管理区域の人が常時立ち入る場所における1 cm線量当量の計算

(a) 中性子線による1 cm線量当量

中性子線が遮へい体を通過した後の1週間当たりの1 cm線量当量 $H_{1.cm}$ (mSv/w)は、式

(4.1)⁽²⁰⁾を用いて計算をする。

$$H_{1.cm} = (S_0 \times B \times \exp(-\Sigma_r \times t) \times C_{Rf} \times T \times 2) / (4 \pi d^2) \quad (4.1)$$

[記号]

S_0	: 単位時間当たりの中性子の発生数	(n/s)
B	: ビルドアップ係数	($= 1 + \Sigma_r \cdot t$)
Σ_r	: 実効巨視的除去断面積	(cm^{-1}) ($= N \cdot \sigma$)
N	: 遮へい体の原子個数密度	(atom/ cm^3)
σ	: 微視的除去断面積	(cm^2/atom)
t	: 遮へい体厚さ	(cm)
d	: 線源から評価点までの距離	(cm)
C_{rf}	: 速中性子の線量当量換算係数	(mSv/h \cdot ($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$))
T	: 1週間当たりの使用時間	(h/w)
2	: 安全係数	

単位時間当たりの中性子発生数^(1.8) $S_0 = 1.3 \times 10^9$ (n/s)

遮へい体厚さ $t = 31$ (cm) (ポリエチレン)
 $= 4$ (cm) (SS400)

線源から評価点までの距離 $d = 400$ (cm)

速中性子の線量当量換算係数^(2.1) $C_{rf} = 1.6 \times 10^{-3}$ (mSv/h \cdot ($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)) (10.5MeV)

1週間当たりの使用時間 $T = 0.5$ (h/w)

実効巨視的除去断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.3)}。

$$\Sigma_H \quad (\text{水素}) = 6.70 \times 10^{22} \times 9.0 \times 10^{-25}$$

$$\Sigma_O \quad (\text{酸素}) = 3.35 \times 10^{22} \times 7.7 \times 10^{-25}$$

$$\Sigma_{SS400} (\text{SS400}) = 8.48 \times 10^{22} \times 1.73 \times 10^{-24}$$

ビルドアップ係数は、つぎの通りである。

$$B = 1 + (\Sigma_H + \Sigma_O) \times t_{\text{ポリエチレン}} + \Sigma_{SS400} \times t_{SS400}$$

$$= 1 + (6.70 \times 10^{22} \times 9.0 \times 10^{-25} + 3.35 \times 10^{22} \times 7.7 \times 10^{-25}) \times 31 +$$

$$8.48 \times 10^{22} \times 1.73 \times 10^{-24} \times 4 = 4.26$$

遮へい体通過後の中性子線による1cm線量当量 H_1 は、つぎの通りである。

$$H_1 = (1.3 \times 10^9 \times 4.26 \times \exp(-3.26) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 0.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 400^2)$$

$$= 1.69 \times 10^{-1} \text{ (mSv/w)}$$

(b) 一次 γ 線による1cm線量当量

一次 γ 線が遮へい体を通じた後の1週間当たりの1cm線量当量 $H_{1,cm-\gamma}$ (mSv/w)は、式(4.2)^(2.0)を用いて計算する。遮へい体は、一次 γ 線に対して、ポリエチレンのみを考慮する。

$$H_{1,cm-\gamma} = (I_0 \times B_r \times \exp(-\mu \cdot t) \times C_r \times B \times T) / (4\pi d^2) \quad (4.2)$$

[記号]

I_0 : 崩壊数 (γ/s)

B_r	: 分岐比(放出率)	
μ	: 線吸収係数	(cm^{-1})
t	: 遮へい体厚さ	(cm)
C_r	: γ 線の吸収線量換算係数	($\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)
B	: ビルドアップ係数	
T	: 1週間当たりの使用時間	(h/w)
d	: 線源から評価点までの距離	(cm)

崩壊数	$I_0 = 1.11 \times 10^{10}$	(γ/s)
分岐比(放出率) ⁽¹⁹⁾	$B_r = 1.3 \times 10^{-4}$	
線吸収係数 ⁽²⁴⁾	$\mu = 0.168$	(cm^{-1}) (0.1MeV)
遮へい体厚さ	$t = 31$	(cm)
γ 線の吸収線量換算係数 ⁽²⁵⁾⁽²⁶⁾	$C_r = 2.2 \times 10^{-6}$	($\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$) (0.1MeV)
ビルドアップ係数 ⁽²³⁾	$B = 40.2$	(0.1MeVで水31cmに対する値)
1週間当たりの使用時間	$T = 0.5$	(h/w)
線源から評価点までの距離	$d = 400$	(cm)

遮へい体通過後の一次 γ 線による1cm線量当量 H_2 は、つぎの通りである。

$$H_2 = (1.11 \times 10^{10} \times 1.3 \times 10^{-4} \times \exp(-0.168 \times 31) \times 2.2 \times 10^{-6} \times 40.2 \times 0.5) / (4 \times 3.14159 \times 400^2) = 1.74 \times 10^{-7} \text{ (mSv/w)}$$

(c) 二次 γ 線による1cm線量当量

1週間当たりの水による二次 γ 線1cm線量当量 $H_{1\text{cm} \times \gamma}$ (mSv/w)は、式(4.3)⁽²⁰⁾を用いて計算する。

$$H_{1\text{cm} \times \gamma} = S_n \times \Sigma_n \times \exp(-\mu \times t) \times (C_r / K) \times (1 - \exp(-K \times t)) \times T / (4\pi d^2) \quad (4.3)$$

[記号]

S_n	: 水中に吸収される熱中性子の総数	(n/s)
Σ_n	: 水中の水素による巨視的吸収断面積	(cm^{-1}) (= $N \cdot \sigma_n$)
N	: 水中の水素原子個数密度	(atom/cm ³)
σ_n	: 水素の微視的吸収断面積	(cm ²)
μ	: 水中における γ 線の線吸収係数	(cm^{-1})
t	: 遮へい体厚さ	(cm)
C_r	: γ 線の照射線量換算係数	($\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)
K	: $\Sigma_r - \mu$	(cm^{-1})
Σ_r	: 水による巨視的除去断面積	(cm^{-1})
T	: 1週間当たりの使用時間	(h/w)
d	: 線源から評価点までの距離	(cm)

水中に吸収される熱中性子の総数⁽¹⁸⁾ $S_n = 1.3 \times 10^9$ (n/s)

水中における γ 線の線吸収係数^(2.4) $\mu = 0.047$ (cm^{-1}) (2.23MeV)

遮へい体厚さ $t = 31$ (cm)

線源から評価点までの距離 $d = 400$ (cm)

γ 線の照射線量換算係数^{(2.5)(2.6)} $C_r = 3.28 \times 10^{-5}$ ($\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$) (2.23MeV)

1週間当たりの使用時間 $T = 0.5$ (h/w)

水中の水素による巨視的吸収断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.7)}。

$$\Sigma_a = 6.70 \times 10^{22} \times 3.34 \times 10^{-25} = 2.24 \times 10^{-2} (\text{cm}^{-1})$$

水による巨視的除去断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.3)}。

$$\Sigma_H(\text{水素}) = 6.70 \times 10^{22} \times 3.0 \times 10^{-24}$$

$$\Sigma_O(\text{酸素}) = 3.35 \times 10^{22} \times 1.5 \times 10^{-24}$$

$$\Sigma_r = \Sigma_H + \Sigma_O = 6.70 \times 10^{22} \times 3.0 \times 10^{-24} + 3.35 \times 10^{22} \times 1.5 \times 10^{-24} = 2.51 \times 10^{-1} (\text{cm}^{-1})$$

$$K = 2.51 \times 10^{-1} - 0.047 = 2.04 \times 10^{-1} (\text{cm}^{-1})$$

二次 γ 線による 1 cm線量当量 H_3 は、つぎの通りである。

$$H_3 = (1.3 \times 10^9 \times 2.24 \times 10^{-2} \times \exp(-0.047 \times 31) \times (3.28 \times 10^{-5} / 2.04 \times 10^{-1}) \\ \times (1 - \exp(-2.04 \times 10^{-1} \times 31)) \times 0.5) / (4 \times 3.14159 \times 400^2) = 2.71 \times 10^{-4} (\text{mSv/w})$$

(d) 評価

管理区域の人が常時立ち入る場所における 1 cm線量当量 H は、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 1.69 \times 10^{-1} + 1.74 \times 10^{-7} + 2.71 \times 10^{-4} = 1.69 \times 10^{-1} (\text{mSv/w})$$

(3) 管理区域境界における 1 cm線量当量の計算

原子炉建家の壁による遮へい効果は無視する。管理区域境界における 1週間当たりの 1 cm線量当量は、以下のように計算される。

(a) 中性子線による 1 cm線量当量

中性子線による 1 cm線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算する。

$$H_1 = (1.3 \times 10^9 \times 4.26 \times \exp(-3.26) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 0.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\ = 1.09 \times 10^{-1} (\text{mSv/w}) = 1.09 \times 10^2 (\mu \text{Sv/w})$$

(b) 一次 γ 線による 1 cm線量当量

一次 γ 線による 1 cm線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。

$$H_2 = (1.11 \times 10^{10} \times 1.3 \times 10^{-4} \times \exp(-0.168 \times 31) \times 2.2 \times 10^{-6} \times 40.2 \times 0.5) \\ / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\ = 1.11 \times 10^{-7} (\text{mSv/w}) = 1.11 \times 10^{-4} (\mu \text{Sv/w})$$

(c) 二次 γ 線による 1 cm線量当量

二次 γ 線による 1 cm線量当量 H_3 は、式(4.3)を用いて計算する。

$$H_3 = (1.3 \times 10^9 \times 2.24 \times 10^{-2} \times \exp(-0.047 \times 31) \times (3.28 \times 10^{-5} / 2.04 \times 10^{-1}) \\ \times (1 - \exp(-2.04 \times 10^{-1} \times 31)) \times 0.5) / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\ = 1.73 \times 10^{-4} (\text{mSv/w}) = 1.73 \times 10^{-1} (\mu \text{Sv/w})$$

(d) 評価

管理区域境界における1 cm線量当量Hは、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 1.09 \times 10^2 + 1.11 \times 10^{-4} + 1.73 \times 10^{-1} = 1.09 \times 10^2 (\mu \text{ Sv/w})$$

(4) 事業所境界における1 cm線量当量の計算

原子炉建家の壁による遮へい効果は無視する。事業所境界における3月間当たりの1 cm線量当量は、以下のように計算される。

(a) 中性子線による1 cm線量当量

中性子線による1 cm線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算する。

$$\begin{aligned} H_1 &= (1.3 \times 10^9 \times 4.26 \times \exp(-3.26) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 0.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 28000^2) \\ &= 3.45 \times 10^{-6} (\text{mSv/3months}) = 3.45 \times 10^{-2} (\mu \text{ Sv/3months}) \end{aligned}$$

(b) 一次 γ 線による1 cm線量当量

一次 γ 線による1 cm線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。

$$\begin{aligned} H_2 &= (1.11 \times 10^{10} \times 1.3 \times 10^{-4} \times \exp(-0.168 \times 31) \times 2.2 \times 10^{-6} \times 40.2 \times 0.5) \\ &\quad / (4 \times 3.14159 \times 28000^2) \\ &= 3.54 \times 10^{-11} (\text{mSv/3months}) = 3.54 \times 10^{-8} (\mu \text{ Sv/3months}) \end{aligned}$$

(c) 二次 γ 線による1 cm線量当量

二次 γ 線による1 cm線量当量 H_3 は、式(4.3)を用いて計算する。

$$\begin{aligned} H_3 &= 1.3 \times 10^9 \times 2.24 \times 10^{-2} \times \exp(-0.047 \times 31) \times (3.28 \times 10^{-5} / 2.04 \times 10^{-1}) \\ &\quad \times (1 - \exp(-2.04 \times 10^{-1} \times 31)) \times 0.5 / (4 \times 3.14159 \times 28000^2) \\ &= 5.53 \times 10^{-8} (\text{mSv/3months}) = 5.53 \times 10^{-5} (\mu \text{ Sv/3months}) \end{aligned}$$

(d) 評価

事業所境界における1 cm線量当量Hは、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 3.45 \times 10^{-2} + 3.54 \times 10^{-8} + 5.53 \times 10^{-5} = 3.46 \times 10^{-2} (\mu \text{ Sv/3month})$$

(5) 評価結果

Table 4.2に各評価点における作業員に対する1 cm線量当量の評価結果を示す。何れも線量当量限度を満足している。

4.2 本設中性子源の制御棒案内ブロックへの移し替え作業

(1) 前提条件

(a) Fig. 4.2に遮へい評価点を示す。Table 4.3に評価点、線源から評価点までの距離、遮へい体厚さおよび評価時間を示す。

(b) 計算で、線源は点線源とする。遮へい体は、管理区域の人が常時立ち入る場所、管理区域境界および事業所境界における中性子線に対して、Table 4.4に示すメンテナンスピット地下2階の遮へい窓⁽²⁸⁾(厚さ51cmのNB, 厚さ33.5cmのLX-32C, 厚さ35cmのLX-72)を考慮す

る。一次 γ 線に対して、遮へい体は考慮しない。二次 γ 線に対して、遮へい窓の厚さ51cmのNBのみを考慮する。

(2) 管理区域の人が常時立ち入る場所における1cm線量当量の計算

(a) 中性子線による1cm線量当量

中性子線による1cm線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算する。

$$\text{単位時間当たりの中性子発生数}^{(1.8)} S_0 = 1.3 \times 10^9 \quad (\text{n/s})$$

$$\begin{aligned} \text{遮へい体厚さ} \quad t &= 51 \quad (\text{cm}) (\text{NB}) \\ &= 33.5 \quad (\text{cm}) (\text{LX-32C}) \\ &= 35 \quad (\text{cm}) (\text{LX-72}) \end{aligned}$$

$$\text{線源から評価点までの距離} \quad d = 270 \quad (\text{cm})$$

$$\text{速中性子の線量当量換算係数}^{(2.1)} C_{R1} = 1.6 \times 10^{-3} \quad (\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})) (10.5 \text{ MeV})$$

$$1 \text{ 週間当たりの使用時間} \quad T = 0.5 \quad (\text{h/w})$$

実効巨視的除去断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.3)(2.8)}。

$$\Sigma_{\text{NB}} = \Sigma_{\text{SiO}_2} + \Sigma_{\text{B}_2\text{O}_3} + \Sigma_{\text{B}_2\text{O}} + \Sigma_{\text{ZnO}} + \Sigma_{\text{Na}_2\text{O}} + \Sigma_{\text{K}_2\text{O}} + \Sigma_{\text{CaO}_2} = 6.55 \times 10^{-2} \quad (\text{cm}^{-1})$$

$$\Sigma_{\text{LX-32C}} = \Sigma_{\text{SiO}_2} + \Sigma_{\text{PbO}} + \Sigma_{\text{Na}_2\text{O}} + \Sigma_{\text{K}_2\text{O}} + \Sigma_{\text{CaO}_2} = 6.61 \times 10^{-2} \quad (\text{cm}^{-1})$$

$$\Sigma_{\text{LX-72}} = \Sigma_{\text{SiO}_2} + \Sigma_{\text{B}_2\text{O}_3} + \Sigma_{\text{PbO}} + \Sigma_{\text{K}_2\text{O}} = 7.57 \times 10^{-2} \quad (\text{cm}^{-1})$$

ビルドアップ係数は、つぎの通りである。

$$\begin{aligned} B &= 1 + \Sigma_{\text{NB}} \times t_{\text{NB}} + \Sigma_{\text{LX-32C}} \times t_{\text{LX-32C}} + \Sigma_{\text{LX-72}} \times t_{\text{LX-72}} \\ &= 1 + 6.55 \times 10^{-2} \times 51 + 6.61 \times 10^{-2} \times 33.5 + 7.57 \times 10^{-2} \times 35 = 9.20 \end{aligned}$$

遮へい体通過後の中性子線による1cm線量当量 H_1 は、つぎの通りである。

$$\begin{aligned} H_1 &= 1.3 \times 10^9 \times 9.20 \times \exp(-8.20) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 0.5 \times 2 / (4 \times 3.14159 \times 270^2) \\ &= 5.74 \times 10^{-3} \quad (\text{mSv/w}) \end{aligned}$$

(b) 一次 γ 線による1cm線量当量

一次 γ 線による1cm線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。

遮へい体の効果は考慮しない。

$$\text{崩壊数} \quad I_0 = 1.11 \times 10^{10} \quad (\gamma/\text{s})$$

$$\text{分岐比(放出率)}^{(1.9)} B_1 = 1.3 \times 10^{-4}$$

$$\gamma \text{ 線の吸収線量換算係数}^{(2.5)(2.6)} C_1 = 2.2 \times 10^{-6} \quad (\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})) (0.1 \text{ MeV})$$

$$1 \text{ 週間当たりの使用時間} \quad T = 0.5 \quad (\text{h/w})$$

$$\text{線源から評価点までの距離} \quad d = 270 \quad (\text{cm})$$

$$\text{ビルドアップ係数} \quad B = 1$$

$$\exp(-\mu \cdot t) = 1$$

一次 γ 線による1cm線量当量 H_2 は、つぎの通りである。

$$\begin{aligned} H_2 &= (1.11 \times 10^{10} \times 1.3 \times 10^{-4} \times 1 \times 2.2 \times 10^{-6} \times 1 \times 0.5) / (4 \times 3.14159 \times 270^2) \\ &= 1.73 \times 10^{-6} \quad (\text{mSv/w}) \end{aligned}$$

(c) 二次 γ 線による 1 cm 線量当量

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、式(4.3)を用いて計算する。

遮へい体は、二次 γ 線に対して、遮へい窓のNBのみを考慮する。

NBに吸収される熱中性子の総数^(1.8) $S_n = 1.3 \times 10^9$ (n/s)

遮へい体厚さ $t = 51$ (cm)

γ 線の照射線量換算係数^{(2.5)(2.6)} $C_r = 3.28 \times 10^{-5}$ (mSv/h \cdot (cm² \cdot s)) (2.23MeV)

1週間当たりの使用時間 $T = 0.5$ (h/w)

線源から評価点までの距離 $d = 270$ (cm)

NBの γ 線の線吸収係数は、つぎの通りである^(1.9)。

$$\mu = \mu_{s102} + \mu_{B203} + \mu_{BnO} + \mu_{ZnO} + \mu_{Nn2O} + \mu_{K2O} + \mu_{CnO2} = 8.75 \times 10^{-2} \text{ (cm}^{-1}\text{)} \text{ (2.23MeV)}$$

NBの巨視的吸収断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.9)}。

$$\Sigma_a = \Sigma_{as102} + \Sigma_{aB203} + \Sigma_{aBnO} + \Sigma_{aZnO} + \Sigma_{aNn2O} + \Sigma_{aK2O} + \Sigma_{aCnO2} = 9.17 \times 10^{-3} \text{ (cm}^{-1}\text{)}$$

NBの巨視的除去断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.9)}。

$$\Sigma_r = \Sigma_{rs102} + \Sigma_{rB203} + \Sigma_{rBnO} + \Sigma_{rZnO} + \Sigma_{rNn2O} + \Sigma_{rK2O} + \Sigma_{rCnO2} = 9.89 \times 10^{-2} \text{ (cm}^{-1}\text{)}$$

$$K = 9.89 \times 10^{-2} - 8.75 \times 10^{-2} = 1.14 \times 10^{-2} \text{ (cm}^{-1}\text{)}$$

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、つぎの通りである。

$$H_3 = (1.3 \times 10^9 \times 9.17 \times 10^{-3} \times \exp(-8.75 \times 10^{-2} \times 51) \times (3.28 \times 10^{-5} / 1.14 \times 10^{-2}) \\ \times (1 - \exp(-1.14 \times 10^{-2} \times 51))) \times 0.5 / (4 \times 3.14159 \times 270^2) = 9.52 \times 10^{-5} \text{ (mSv/w)}$$

(d) 評価

管理区域の人が常時立ち入る場所における 1 cm 線量当量 H は、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 5.74 \times 10^{-3} + 1.73 \times 10^{-6} + 9.52 \times 10^{-5} = 5.84 \times 10^{-3} \text{ (mSv/w)}$$

(3) 管理区域境界における 1 cm 線量当量の計算

原子炉建家の壁による遮へい効果を見捨てる。管理区域境界における 1週間当たりの 1 cm 線量当量は以下のように計算される。

(a) 中性子線による 1 cm 線量当量

中性子線による 1 cm 線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算する。

$$H_1 = (1.3 \times 10^9 \times 9.20 \times \exp(-8.20) \times 1.60 \times 10^{-3} \times 0.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\ = 1.67 \times 10^{-3} \text{ (mSv/w)} = 1.67 \text{ (}\mu\text{Sv/w)}$$

(b) 一次 γ 線による 1 cm 線量当量

一次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。

$$H_2 = (1.11 \times 10^{10} \times 1.3 \times 10^{-4} \times 1 \times 2.20 \times 10^{-6} \times 1 \times 0.5) / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\ = 5.05 \times 10^{-7} \text{ (mSv/w)} = 5.05 \times 10^{-4} \text{ (}\mu\text{Sv/w)}$$

(c) 二次 γ 線による 1 cm 線量当量

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、式(4.3)を用いて計算する。

$$\begin{aligned}
 H_3 &= (1.3 \times 10^9 \times 9.17 \times 10^{-3} \times \exp(-8.75 \times 10^{-2} \times 51) \times (3.28 \times 10^{-6} / 1.14 \times 10^{-2}) \\
 &\quad \times (1 - \exp(-1.14 \times 10^{-2} \times 51)) \times 0.5) / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\
 &= 2.78 \times 10^{-6} \text{ (mSv/w)} = 2.78 \times 10^{-2} \text{ (}\mu\text{ Sv/w)}
 \end{aligned}$$

(d) 評価

以上の結果より、管理区域境界における1 cm線量当量Hは、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 1.67 + 5.05 \times 10^{-4} + 2.78 \times 10^{-2} = 1.70 \text{ (}\mu\text{ Sv/w)}$$

(4) 事業所境界における1 cm線量当量の計算

原子炉建家の壁による遮へい効果は無視する。事業所境界における3月間当たりの1 cm線量当量は、以下のように計算される。

(a) 中性子線による1 cm線量当量

中性子線による1 cm線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算する。

$$\begin{aligned}
 H_1 &= (1.3 \times 10^9 \times 9.20 \times \exp(-8.20) \times 1.60 \times 10^{-3} \times 1.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 28000^2) \\
 &= 1.60 \times 10^{-6} \text{ (mSv/3months)} = 1.60 \times 10^{-3} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}
 \end{aligned}$$

(b) 一次 γ 線による1 cm線量当量

一次 γ 線による1 cm線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。

$$\begin{aligned}
 H_2 &= (1.11 \times 10^{10} \times 1.3 \times 10^{-4} \times 1 \times 2.20 \times 10^{-6} \times 1 \times 1.5) / (4 \times 3.14159 \times 28000^2) \\
 &= 4.83 \times 10^{-10} \text{ (mSv/3months)} = 4.83 \times 10^{-7} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}
 \end{aligned}$$

(c) 二次 γ 線による1 cm線量当量

二次 γ 線による1 cm線量当量 H_3 は、式(4.3)を用いて計算する。

$$\begin{aligned}
 H_3 &= (1.3 \times 10^9 \times 9.17 \times 10^{-3} \times \exp(-8.75 \times 10^{-2} \times 51) \times (3.28 \times 10^{-6} / 1.14 \times 10^{-2}) \\
 &\quad \times (1 - \exp(-1.14 \times 10^{-2} \times 51)) \times 1.5) / (4 \times 3.14159 \times 28000^2) \\
 &= 2.66 \times 10^{-8} \text{ (mSv/3months)} = 2.66 \times 10^{-5} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}
 \end{aligned}$$

(d) 評価

事業所境界における1 cm線量当量Hは、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 1.60 \times 10^{-3} + 4.83 \times 10^{-7} + 2.66 \times 10^{-5} = 1.63 \times 10^{-3} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}$$

(5) 評価結果

Table 4.5に各評価点における作業員に対する1 cm線量当量の評価結果を示す。何れも線量当量限度を満足している。

4.3 本設中性子源の燃料交換機による取扱い作業

(1) 前提条件

(a) Fig. 4.1に遮へい評価点を示す。Table 4.6に評価点、線源から評価点までの距離、遮へい体厚さおよび評価時間を示す。

(b) 遮へい体は、管理区域の人が常時立ち入る場所、管理区域境界および事業所境界における

中性子線に対して、燃料交換機の厚さ9cm のポリエチレンおよび厚さ48.6cmのSF440Aを考慮する。一次 γ 線および二次 γ 線に対して、厚さ9cmのポリエチレンを考慮する。ポリエチレンは水と同等と見なせるので水のデータを使用する。

- (c) 本設中性子源の燃料交換機による取扱い作業は、異なる週で3サイクル繰り返すことから、1個の本設中性子源を対象とする。

(2) 管理区域の人が常時立ち入る場所における1cm線量当量の計算

(a) 中性子線による1cm線量当量

中性子線による1cm線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算をする。

$$\text{単位時間当たりの中性子発生数}^{(1.8)} \quad S_0 = 4.3 \times 10^8 \quad (\text{n/s})$$

$$\text{遮へい体厚さ} \quad t = 9 \quad (\text{cm}) \text{ (ポリエチレン)}$$

$$= 48.6 \quad (\text{cm}) \text{ (SF440A)}$$

$$\text{線源から評価点までの距離} \quad d = 250 \quad (\text{cm})$$

$$\text{速中性子の線量当量換算係数}^{(2.1)} \quad C_{Rf} = 1.6 \times 10^{-3} \quad (\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})) \text{ (10.5MeV)}$$

$$\text{1週間当たりの使用時間} \quad T = 3.5 \quad (\text{h/w})$$

実効巨視的除去断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.3)}。

$$\Sigma_H \quad (\text{水素}) = 6.70 \times 10^{22} \times 9.0 \times 10^{-25}$$

$$\Sigma_O \quad (\text{酸素}) = 3.35 \times 10^{22} \times 7.7 \times 10^{-25}$$

$$\Sigma_{SF440A} \text{ (SF440A)} = 8.48 \times 10^{22} \times 1.73 \times 10^{-24}$$

ビルドアップ係数は、つぎの通りである。

$$\begin{aligned} B &= 1 + (\Sigma_H + \Sigma_O) \times t_{\text{ポリエチレン}} + \Sigma_{SF440A} \times t_{SF440A} \\ &= 1 + (6.70 \times 10^{22} \times 9.0 \times 10^{-25} + 3.35 \times 10^{22} \times 7.7 \times 10^{-25}) \times 9 \\ &\quad + 8.48 \times 10^{22} \times 1.73 \times 10^{-24} \times 48.6 = 8.90 \end{aligned}$$

遮へい体通過後の中性子線による1cm線量当量 H_1 は、つぎの通りである。

$$\begin{aligned} H_1 &= (4.3 \times 10^8 \times 8.90 \times \exp(-7.90) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 3.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 250^2) \\ &= 2.02 \times 10^{-2} \text{ (mSv/w)} \end{aligned}$$

(b) 一次 γ 線による1cm線量当量

一次 γ 線による1cm線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。遮へい体は、一次 γ 線に対して、ポリエチレンのみを考慮する。

$$\text{崩壊数} \quad I_0 = 3.7 \times 10^9 \quad (\gamma/\text{s})$$

$$\text{分岐比(放出率)}^{(1.9)} \quad B_f = 1.3 \times 10^{-4}$$

$$\text{線吸収係数}^{(2.4)} \quad \mu = 0.168 \quad (\text{cm}^{-1}) \text{ (0.1MeV)}$$

$$\text{遮へい体厚さ} \quad t = 9 \quad (\text{cm})$$

$$\gamma \text{線の吸収線量換算係数}^{(2.5)(2.6)} \quad C_r = 2.2 \times 10^{-6} \quad (\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})) \text{ (0.1MeV)}$$

$$\text{ビルドアップ係数}^{(2.3)} \quad B = 8.0 \quad (\text{0.1MeVで水9cmに対する値})$$

$$\text{1週間当たりの使用時間} \quad T = 3.5 \quad (\text{h/w})$$

線源から評価点までの距離 $d = 250$ (cm)

遮へい体通過後の一次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_2 は、つぎの通りである。

$$H_2 = (3.7 \times 10^9 \times 1.3 \times 10^{-4} \times \exp(-0.168 \times 9) \times 2.2 \times 10^{-6} \times 8.0 \times 3.5) / (4 \times 3.14159 \times 250^2) \\ = 8.32 \times 10^{-6} \text{ (mSv/w)}$$

(c) 二次 γ 線による 1 cm 線量当量

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、式(4.3)を用いて計算する。遮へい体は、二次 γ 線に対してポリエチレンのみを考慮する。

水中に吸収される熱中性子の総数^(1.8) $S_s = 4.3 \times 10^8$ (n/s)

水中における γ 線の線吸収係数^(2.4) $\mu = 0.047$ (cm^{-1}) (2.23MeV)

遮へい体厚さ $t = 9$ (cm)

線源から評価点までの距離 $d = 250$ (cm)

γ 線の照射線量換算係数^{(2.5)(2.6)} $C_r = 3.28 \times 10^{-5}$ ($\text{mSv/h} \cdot (\text{cm}^2 \cdot \text{s})$) (2.23MeV)

1 週間当たりの使用時間 $T = 3.5$ (h/w)

水中の水素による巨視的吸収断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.7)}。

$$\Sigma_s = 6.70 \times 10^{22} \times 3.34 \times 10^{-25} = 2.24 \times 10^{-2} \text{ (cm}^{-1}\text{)}$$

水による巨視的除去断面積は、つぎの通りである^{(2.2)(2.3)}。

$$\Sigma_H(\text{水素}) = 6.70 \times 10^{22} \times 3.0 \times 10^{-24}$$

$$\Sigma_O(\text{酸素}) = 3.35 \times 10^{22} \times 1.5 \times 10^{-24}$$

$$\Sigma_r = \Sigma_H + \Sigma_O = 6.70 \times 10^{22} \times 3.0 \times 10^{-24} + 3.35 \times 10^{22} \times 1.5 \times 10^{-24} = 2.51 \times 10^{-1} \text{ (cm}^{-1}\text{)}$$

$$K = 2.51 \times 10^{-1} - 0.047 = 2.04 \times 10^{-1} \text{ (cm}^{-1}\text{)}$$

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、つぎの通りである。

$$H_3 = (4.3 \times 10^8 \times 2.24 \times 10^{-2} \times \exp(-0.047 \times 9) \times (3.28 \times 10^{-5} / 2.04 \times 10^{-1}) \\ \times (1 - \exp(-2.04 \times 10^{-1} \times 9)) \times 3.5) / (4 \times 3.14159 \times 250^2) = 3.80 \times 10^{-3} \text{ (mSv/w)}$$

(d) 評価

管理区域の人が常時立ち入る場所における 1 cm 線量当量 H は、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 2.02 \times 10^{-2} + 8.32 \times 10^{-6} + 3.80 \times 10^{-3} = 2.40 \times 10^{-2} \text{ (mSv/w)}$$

(3) 管理区域境界における 1 cm 線量当量の計算

原子炉建家の壁による遮へい効果は無視する。管理区域境界における 1 週間当たりの 1 cm 線量当量は、以下のように計算される。

(a) 中性子線による 1 cm 線量当量

中性子線による 1 cm 線量当量 H_1 は、式(4.1)を用いて計算する。

$$H_1 = (4.3 \times 10^8 \times 8.90 \times \exp(-7.90) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 3.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 500^2) \\ = 5.06 \times 10^{-3} \text{ (mSv/w)} = 5.06 \text{ (}\mu\text{ Sv/w)}$$

(b) 一次 γ 線による 1 cm 線量当量

一次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_2 は、式(4.2)を用いて計算する。

$$H_2 = (3.7 \times 10^9 \times 1.3 \times 10^{-4} \times \exp(-0.168 \times 9) \times 2.2 \times 10^{-6} \times 8.0 \times 3.5) / (4 \times 3.14159 \times 500^2)$$

$$= 2.08 \times 10^{-6} \text{ (mSv/w)} = 2.08 \times 10^{-3} \text{ (}\mu\text{ Sv/w)}$$

(c) 二次 γ 線による 1 cm 線量当量

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、式 (4.3) を用いて計算する。

$$H_3 = (4.3 \times 10^8 \times 2.24 \times 10^{-2} \times \exp(-0.047 \times 9) \times (3.28 \times 10^{-6} / 2.04 \times 10^{-1})$$

$$\times (1 - \exp(-2.04 \times 10^{-1} \times 9)) \times 3.5) / (4 \times 3.14159 \times 500^2)$$

$$= 9.50 \times 10^{-4} \text{ (mSv/w)} = 9.50 \times 10^{-1} \text{ (}\mu\text{ Sv/w)}$$

(d) 評価

管理区域境界における 1 cm 線量当量 H は、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 5.06 + 2.08 \times 10^{-3} + 9.50 \times 10^{-1} = 6.01 \text{ (}\mu\text{ Sv/w)}$$

(4) 事業所境界における 1 cm 線量当量の計算

原子炉建家の壁による遮へい効果は無視する。事業所境界における 3 月間当たりの 1 cm 線量当量は、以下のように計算される。

(a) 中性子線による 1 cm 線量当量

中性子線による 1 cm 線量当量 H_1 は、式 (4.1) を用いて計算する。

$$H_1 = (4.3 \times 10^8 \times 8.90 \times \exp(-7.90) \times 1.6 \times 10^{-3} \times 10.5 \times 2) / (4 \times 3.14159 \times 28000^2)$$

$$= 4.84 \times 10^{-6} \text{ (mSv/3months)} = 4.84 \times 10^{-3} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}$$

(b) 一次 γ 線による 1 cm 線量当量

一次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_2 は、式 (4.2) を用いて計算する。

$$H_2 = (3.7 \times 10^9 \times 1.3 \times 10^{-4} \times \exp(-0.168 \times 9) \times 2.2 \times 10^{-6} \times 8.0 \times 10.5)$$

$$/ (4 \times 3.14159 \times 28000^2) = 1.99 \times 10^{-9} \text{ (mSv/3months)} = 1.99 \times 10^{-6} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}$$

(c) 二次 γ 線による 1 cm 線量当量

二次 γ 線による 1 cm 線量当量 H_3 は、式 (4.3) を用いて計算する。

$$H_3 = (4.3 \times 10^8 \times 2.24 \times 10^{-2} \times \exp(-0.047 \times 9) \times (3.28 \times 10^{-6} / 2.04 \times 10^{-1})$$

$$\times (1 - \exp(-2.04 \times 10^{-1} \times 9)) \times 10.5) / (4 \times 3.14159 \times 28000^2)$$

$$= 9.09 \times 10^{-7} \text{ (mSv/3months)} = 9.09 \times 10^{-4} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}$$

(d) 評価

事業所境界における 1 cm 線量当量 H は、つぎの通りである。

$$H = H_1 + H_2 + H_3 = 4.84 \times 10^{-3} + 1.99 \times 10^{-6} + 9.09 \times 10^{-4} = 5.75 \times 10^{-3} \text{ (}\mu\text{ Sv/3months)}$$

(5) 評価結果

Table 4.7 に各評価点における作業員に対する 1 cm 線量当量の評価結果を示す。何れも線量当量限度を満足している。

4. 4 測定結果の評価

本設中性子源の取扱い作業中の作業員に対する1cm線量当量の測定結果から、RI取扱い作業として妥当であることを確認する。中性子線は ^3He 比例計数管内蔵のサーベイメータ、 γ 線は電離箱内蔵のサーベイメータを用いて測定した。

(1) 本設中性子源のRI移動容器からの取り出し作業

サービスエリア(1階)のRI移動容器内の本設中性子源から約400cm離れた場所において測定した結果、中性子線は約 $20(\mu\text{Sv/h})$ 、 γ 線は約 $5(\mu\text{Sv/h})$ であった。実作業時間 $0.5(\text{h/w})$ を考慮すると、1cm線量当量は約 $1.3 \times 10^{-2}(\text{mSv/w})$ となり、線量当量限度(1mSv/w 以下)を十分下回った。なお、全1cm線量当量の測定結果は遮へい評価結果より低くなったが、この理由の一つとして、遮へい評価は、RI移動容器本体の最も薄い遮へい体厚さに基づき行っていることから、RI移動容器上蓋、シャッター部遮へい体(ポリエチレン, SS400)の影響が考えられる。

(2) 本設中性子源の制御棒案内ブロックへの移し替え作業

メンテナンスピット地下2階のホルダ収納カプセル体内の本設中性子源から約270cm離れた場所において測定した結果、中性子線は約 $0.7(\mu\text{Sv/h})$ 、 γ 線は約 $0.2(\mu\text{Sv/h})$ であった。実作業時間 $0.5(\text{h/w})$ を考慮すると、1cm線量当量は約 $4.5 \times 10^{-4}(\text{mSv/w})$ となり、線量当量限度(1mSv/w 以下)を十分下回った。なお、全1cm線量当量の測定結果は遮へい評価結果より低くなったが、この理由の一つとして、本設中性子源の位置が遮へい窓より鉛直下方であることから、遮へい窓回りのコンクリート壁の影響が考えられる。

(3) 本設中性子源の燃料交換機による取扱い作業

サービスエリア(1階)の燃料交換機がメンテナンスピット頂部から炉上へ移動する過程で、本設中性子源から約250cm離れた場所において測定した結果、中性子線は約 $5(\mu\text{Sv/h})$ 、 γ 線は約 $3.5(\mu\text{Sv/h})$ であった。実作業時間 $3.5(\text{h/w})$ を考慮すると、1cm線量当量は約 $3.0 \times 10^{-2}(\text{mSv/w})$ となり、線量当量限度(1mSv/w 以下)を十分下回った。なお、中性子線に対する γ 線の割合が高くなったが、この理由の一つとして、サービスエリア(1階)のコンクリート壁を通じた散乱 γ 線の影響が考えられる。

Table 4.1 Evaluated points for shielding, distance between points and sources, thickness of shielding and operation time during taking holders with permanent neutron startup sources inside from radioisotope transfer vessel

評 価 場 所		管理区域の 人が常時立ち入る場所	管理区域境界	事業所境界
評 価 点		F (Fig. 4.1)	G (Fig. 4.1)	C (Fig. 4.1)
線源から評価点までの 距離 (cm)		400	500	28000
遮 へい 体 厚 さ	ポリエチレン (cm)	31	31	31
	SS400 (cm)	4	4	4
評 価 時 間		0.5 (h/w)	0.5 (h/w)	0.5 (h/3months)

Table 4.2 Evaluated results of 1cm dose equivalent for operators during taking holders with permanent neutron startup sources inside from radioisotope transfer vessel

評 価 場 所		管理区域の 人が常時立ち入る場所	管理区域境界	事業所境界
評 価 点		F (Fig. 4.1)	G (Fig. 4.1)	C (Fig. 4.1)
作 業 時 間	(h/w)	0.5	0.5	—
	(h/ 3months)	—	—	0.5
1 cm 線 量 当 量	中性子線	1.69×10^{-1} (mSv/w)	1.09×10^2 (μ Sv/w)	3.45×10^{-2} (μ Sv/3months)
	一次 γ 線	1.74×10^{-7} (mSv/w)	1.11×10^{-4} (μ Sv/w)	3.54×10^{-8} (μ Sv/3months)
	二次 γ 線	2.71×10^{-4} (mSv/w)	1.73×10^{-1} (μ Sv/w)	5.53×10^{-5} (μ Sv/3months)
1 cm 線量当量の合計		1.69×10^{-1} (mSv/w)	1.09×10^2 (μ Sv/w)	3.46×10^{-2} (μ Sv/3months)
線量当量限度		1 (mSv/w)	300 (μ Sv/w)	250 (μ Sv/3months)

Table 4.3 Evaluated points for shielding, distance between points and sources, thickness of shielding and operation time during taking holder with permanent neutron startup source inside from its stand and placing it in HTTR control rod guide block

評価場所		管理区域の 人が常時立ち入る場所	管理区域境界	事業所境界
評価点		H (Fig. 4.2)	I (Fig. 4.2)	C (Fig. 4.2)
線源から評価点までの 距離 (cm)		270	500	28000
遮へい 体厚さ	NB (cm)	51	51	51
	LX-32C (cm)	33.5	33.5	33.5
	LX-72 (cm)	35	35	35
評価時間		0.5 (h/w)	0.5 (h/w)	1.5 (h/3months)

Table 4.4 Thickness and chemical composition of shielding window put on boundary between 2nd basement of maintenance pit and operator's room for operating a pair of manipulators of HTTR

物質名	NB	LX-32C	LX-72
厚さ (cm)	51	33.5	35
SiO ₂ (wt%)	66.7	51.7	27.5
B ₂ O ₃ (wt%)	3.0	—	1.0
BaO (wt%)	11.5	—	—
PbO (wt%)	—	33.0	71.0
ZnO (wt%)	1.0	—	—
Na ₂ O (wt%)	8.0	7.0	—
K ₂ O (wt%)	8.0	6.5	0.5
CeO ₂ (wt%)	1.8	1.8	—

Table 4.5 Evaluated results of 1cm dose equivalent for operators during taking holder with permanent neutron startup source inside from its stand and placing it in HTTR control rod guide block

評 価 場 所		管理区域の 人が常時立ち入る場所	管理区域境界	事業所境界
評 価 点		H (Fig. 4.2)	I (Fig. 4.2)	C (Fig. 4.2)
作 業 時 間	(h/w)	0.5	0.5	—
	(h/ 3months)	—	—	1.5
1 cm 線 量 当 量	中性子線	5.74×10^{-3} (mSv/w)	1.67 (μ Sv/w)	1.60×10^{-3} (μ Sv/3months)
	一次 γ 線	1.73×10^{-6} (mSv/w)	5.05×10^{-4} (μ Sv/w)	4.83×10^{-7} (μ Sv/3months)
	二次 γ 線	9.52×10^{-5} (mSv/w)	2.78×10^{-2} (μ Sv/w)	2.66×10^{-5} (μ Sv/3months)
1 cm 線量当量の合計		5.84×10^{-3} (mSv/w)	1.70 (μ Sv/w)	1.63×10^{-3} (μ Sv/3months)
線量当量限度		1 (mSv/w)	300 (μ Sv/w)	250 (μ Sv/3months)

Table 4.6 Evaluated points for shielding, distance between points and source, thickness of shielding and operation time during handling control rod guide block with holder inside by HTTR fuel handling machine

評 価 場 所		管理区域の 人が常時立ち入る場所	管理区域境界	事業所境界
評 価 点		J (Fig. 4.1)	K (Fig. 4.1)	C (Fig. 4.1)
線源から評価点までの 距離 (cm)		250	500	28000
遮 へ い 体 厚 さ	ポリエチレン (cm)	9	9	9
	SF440A (cm)	48.6	48.6	48.6
評 価 時 間		3.5 (h/w)	3.5(h/w)	10.5 (h/3months)

Table 4.7 Evaluated results of 1cm dose equivalent for operators during handling control rod guide block with holder inside by HTTR fuel handling machine

評価場所		管理区域の 人が常時立ち入る場所	管理区域境界	事業所境界
評価点		J (Fig. 4.1)	K (Fig. 4.1)	C (Fig. 4.1)
作業時間	(h/w)	3.5	3.5	—
	(h/ 3months)	—	—	10.5
1 cm 線量当量	中性子線	2.02×10^{-2} (mSv/w)	5.06 (μ Sv/w)	4.84×10^{-3} (μ Sv/3months)
	一次 γ 線	8.32×10^{-6} (mSv/w)	2.08×10^{-3} (μ Sv/w)	1.99×10^{-6} (μ Sv/3months)
	二次 γ 線	3.80×10^{-3} (mSv/w)	9.50×10^{-1} (μ Sv/w)	9.09×10^{-4} (μ Sv/3months)
1 cm 線量当量の合計		2.40×10^{-2} (mSv/w)	6.01 (μ Sv/w)	5.75×10^{-3} (μ Sv/3months)
線量当量限度		1 (mSv/w)	300 (μ Sv/w)	250 (μ Sv/3months)

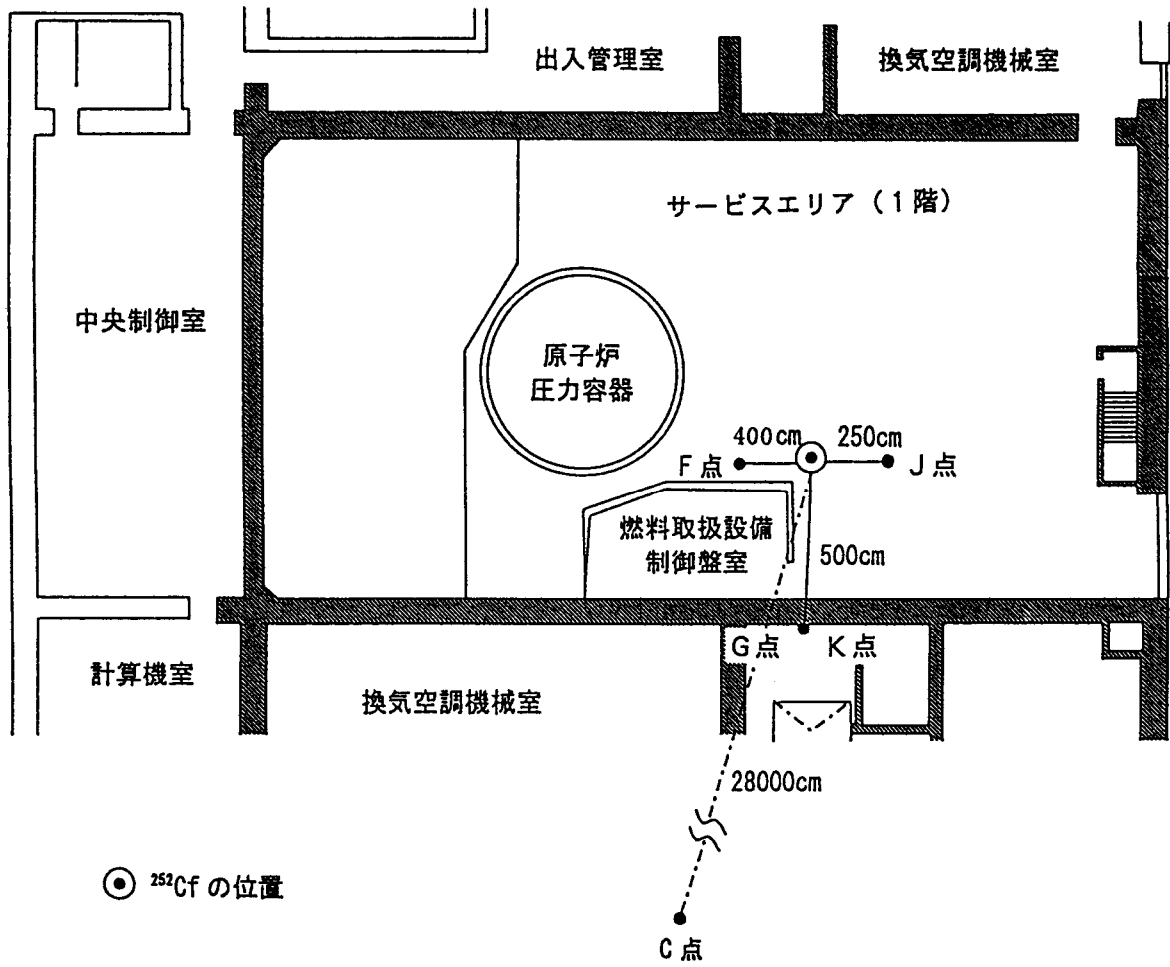


Fig. 4.1 Evaluated points for shielding during taking holders with permanent neutron startup sources inside from radioisotope transfer vessel and handling control rod guide block with holder inside by HTTR fuel handling machine

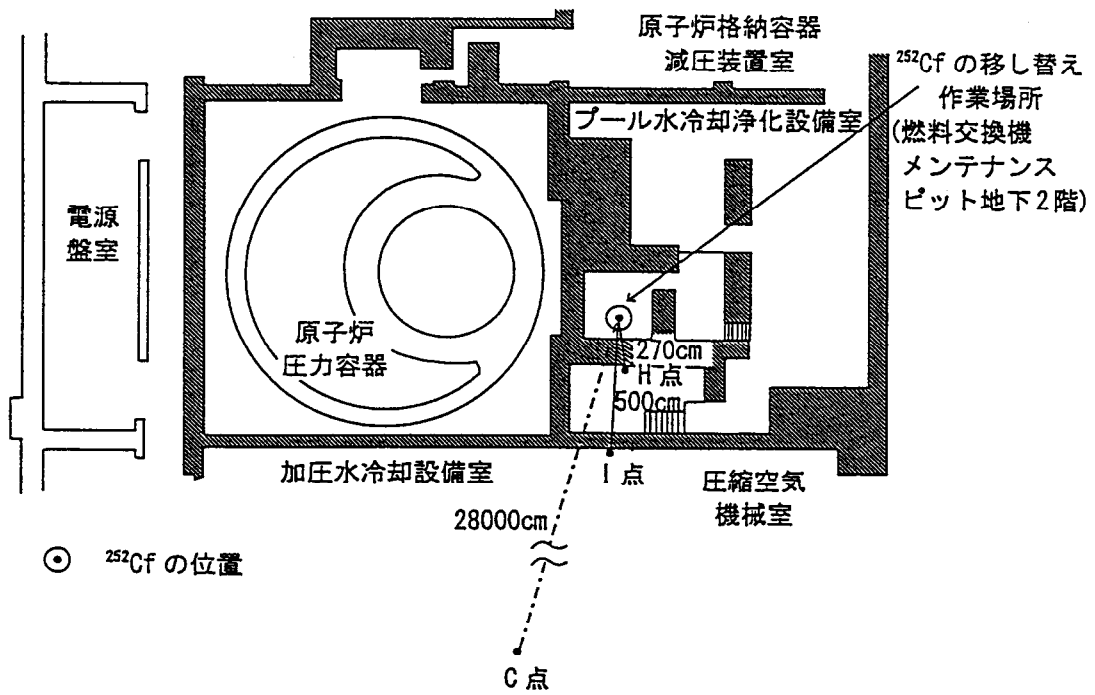


Fig. 4.2 Evaluated points for shielding during taking holder with permanent neutron startup source inside from its stand and placing it in HTTR control rod guide block

5. 結 言

H T T Rのメンテナンスピット地下2階において、マニプレータを遠隔操作することにより、新たに考案した取扱い治具を介して、本設中性子源入りホルダを制御棒案内ブロックの中性子源挿入孔に装荷できた。ホルダを収納した制御棒案内ブロックは、燃料交換機を用いて、炉心部燃料領域最上段の定位置に移動した。本設中性子源のR I 移動容器からの取り出し作業、制御棒案内ブロックへの移し替え作業、燃料交換機による取扱い作業中の作業員に対する1 cm線量当量の遮へい評価結果と測定結果は、線量当量限度(1mSv/w以下)を十分下回ったことから、R I 取扱い作業として妥当であることを確認した。提案した取扱い手順で、本設中性子源はH T T Rの炉心に安全かつ確実に装荷でき、H T T Rの本設中性子源に対する取扱い技術を確立した。

また、本設中性子源が3個装荷された1999年3月24日時点における常設中性子計測系(広領域系統)の計数率は約25cpsであり、原子炉の起動条件である3cps以上を十分上回った。故に、本設中性子源は、適切な中性子強度を有している。

謝 辞

本設中性子源の取扱い方法を決定するに当たり、H T T R試験室の塩見忠康氏、アイソトープ開発室利用開発室の石川 勇室長に適切な助言を戴きました。H T T Rにおける本設中性子源の取扱いに関してH T T R技術開発室炉心第1グループ、放射線管理課H T T R係の方々ならびに原子力エンジニアリング(株)の寺門一馬氏、笹沼忠広氏にご協力戴きました。また、H T T R試験室の関係諸氏には、本設中性子源の取扱い作業期間中における制御棒の操作、ガス置換作業等を実施して戴きました。さらに、本設中性子源のR I 輸送容器からR I 移動容器への移し替え作業、保管、輸送に関して(社)日本アイソトープ協会の小宮雅男氏にご尽力戴きました。これらの方々に深謝致します。

参 考 文 献

- (1) S. Saito et al, Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), JAERI 1332, Japan Atomic Energy Research Institute, (1994).
- (2) H. G. Olson, The Fort St. Vrain High Temperature Gas-cooled Reactor Part I. Low Power Physics Tests, Nucl. Eng. Des., 53, 117-123, (1979).
- (3) M. Wimmers and P. Pohl, Planning and Performance of Dynamic Experiments with the AVR Power Plant, Nucl. Sci. Eng. 97, 53-57, (1987).
- (4) 安田秀志, 秋濃藤義, 山根 剛, 吉原文夫, 北館憲二, 吉藤 久, 竹内素允, 小野俊彦, 金子義彦, V H T R C (高温ガス炉臨界実験装置)の建設, JAERI 1305, 日本原子力研究所, (1986).
- (5) N. Fujimoto, M. Nakano, N. Nojiri, M. Takeuchi, S. Fujisaki and K. Yamashita, First Criticality Prediction of the HTTR by 1/M Interposition Method, Proc. of the 6th Asian Symposium on Research Reactor, Japan, (1999).
- (6) M. Takeuchi, T. Takeda, N. Fujimoto, K. Tokuhara, S. Nakagawa, N. Nojiri and K. Yamashita, Start-up Physics Test Plan of the HTTR, Proc. of the 3rd JAERI Symposium on HTGR Technology, JAERI-Conf 96-010, Japan Atomic Energy Research Institute, (1996).
- (7) 材料試験炉部, Annual Report of JMTR, FY 1996 : April 1, 1996 - March 31, 1997, JAERI-Review 98-004, 日本原子力研究所, (1998).
- (8) 竹田武司, 飛田 勉, 茂木春義, 高温工学試験研究炉(H T T R)の仮設中性子源の取扱い方法, 私信, 日本原子力研究所, (1998).
- (9) T. Takeda, T. Tobita and H. Mogi, New Approach to Handle Neutron Startup Sources in a High Temperature Gas-cooled Reactor, Appl. Radiat. Isot., 51[5], 551-558, (1999).
- (10) 田中利幸, 初臨界に達した高温ガス炉H T T R, 原子力eye, 45[4], 60-63, (1999).
- (11) 國富一彦, 橘 幸男, 竹田武司, 七種明雄, 沢 和弘, 高温ガス炉技術基盤の高度化のための高温工学試験研究炉の試験計画, JAERI-Tech 97-030, 日本原子力研究所, (1997).
- (12) 日本アイソトープ協会, ラジオアイソトープ基礎から取扱まで, 丸善, (1990).
- (13) ISO2919, Sealed Radioactive Sources - Classification, (1980).
- (14) 日本機械学会, 機械工学便覧, 丸善, A4-53, (1987).
- (15) 丸山 創, 藤本 望, 山下清信, 村田 勲, 新藤隆一, 数土幸夫, 高温工学試験研究炉炉心熱流設計, JAERI-M 88-255, 日本原子力研究所, (1988).
- (16) ASME, Cases of ASME Boiler and Pressure Vessel Code (CASE N-47-29), (1990).

- (17) 國富一彦, 中川繁昭, 板倉洋文, 高温工学試験研究炉の減圧事故時の温度分布解析, JAERI-M 91-163, 日本原子力研究所, (1991).
- (18) G. F. Knoll, 放射線計測ハンドブック, 日刊工業新聞社, (1982).
- (19) 村上悠紀雄, 他編, 放射線データブック, 地人書館, (1982).
- (20) 竹内 清, 放射線遮蔽設計計算の理論と実際 第3巻総集編, ㈱日本原子力情報センター.
- (21) 原子力規制関係法令集, 放射線を放出する同位元素の数量等を定める件 別表第5, 大成出版会, (1994).
- (22) Argonne National Laboratory, Reactor Physics Constants (2nd edition), ANL-5800, United States Atomic Energy Commission, (1963).
- (23) A. B. Chilton, Engineering Compendium on Radiation Shielding, Volume I Shielding Fundamentals and Methods, Springer-Verlag, New York, (1968).
- (24) A. V. Astin, Photon Cross Sections, Attenuation Coefficients, and Energy Absorption Coefficients from 10 keV to 100 keV, National Standard Reference Data System, National Bureau of Standards (U. S.), 29, (1969).
- (25) 日本アイソトープ協会, I C R P Publication 51 体外放射線に対する防護のためのデータ, 丸善.
- (26) 原子力規制関係法令集, 放射線を放出する同位元素の数量等を定める件 別表第4 (第31条関係), 大成出版会, (1994).
- (27) D. J. Hughes and R. B. Schwartz, Neutron Cross Sections, United States Atomic Energy Commission, New York, (1958).
- (28) 日本電気硝子㈱, 私信, (1992).
- (29) C. M. Lederer and V. S. Shirley, Table of Isotope (7th edition), John Wiley & Sons, New York, (1978).

This is a blank page.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつ SI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射線量	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
 1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オングストローム	Å
バ	b
バール	bar
ガリ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラド	rad
レム	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
 1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
 1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
 1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
 1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
 1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
 1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
 1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1-5は「国際単位系」第5版, 国際度量衡局 1985年刊行による。ただし, 1e および 1uの値はCODATAの1986年推値によった。
- 表4には海里, ノット, アール, ヘクトルも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは, JISでは流体の圧力を表わす: 合に限り表2のカテゴリーに分類される。
- EC閣僚理事会指令では bar, barn および「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
 = 4.184 J (熱化学)
 = 4.1855 J (15 °C)
 = 4.1868 J (国際蒸気表仕事率 1 PS (仏馬力))
 = 75 kgf·m/s
 = 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

高橋一雄「言語生活」の方言研究の検討