

J A E R I - M

84-019

使用済燃料輸送キャスクの遮蔽実験（3）

—BWR 使用済燃料による「キャスク形状評価の
ための実験」—

1984年2月

田中 俊一・坂本 幸夫・山路 昭雄*・足立 守
近藤 真・内山 順三・佐藤 博・飯田 省三
小林 忠義・広瀬 彰・伊藤 忠春・喜多川 勇
宮西 秀至・金田 義朗・笹島 文雄・山原 武
野村 勇・大枝 悅郎・白崎 昭夫・寺門 正吾
片倉 純一・内藤 俊孝

JAERI-M 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、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11茨城県那珂郡東海村）あて、お申しこしください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費領布をおこなっております。

JAERI-M reports are issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Section, Division of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

©Japan Atomic Energy Research Institute, 1984

編集兼発行 日本原子力研究所
印 刷 いばらき印刷株

使用済燃料輸送キャスクの遮蔽実験（3）
—BWR 使用済燃料による「キャスク形状評価のための実験」—

日本原子力研究所東海研究所

田中俊一⁺¹・坂本幸夫⁺²・山路昭雄^{*}・足立 守⁺³
近藤 真⁺³・内山順三⁺³・佐藤 博⁺³・飯田省三⁺³
小林忠義⁺³・広瀬 彰⁺³・伊藤忠春⁺³・喜多川勇⁺³
宮西秀至⁺³・金田義朗⁺³・笹島文雄⁺³・山原 武⁺⁴
野村 勇⁺⁴・大枝悦郎⁺⁴・白崎昭夫⁺⁴・寺門正吾⁺⁴
片倉純一⁺²・内藤倣孝⁺²

+ 1 原子炉工学部

+ 2 安全解析部

+ 3 研究炉管理部

+ 4 実用燃料試験室

(1984年1月23日受理)

使用済燃料取扱施設の遮蔽安全性評価コードシステム、同データライブラリの検証実験計画に基づき、BWR 使用済燃料集合体とこれを収納した使用済燃料輸送キャスクを用いて「キャスクの形状評価のための実験」を実施した。この実験は使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析コード、同データライブラリを総合的に評価、検討し、必要な改善を計るためのベンチマークデータを取得することを目的とするもので、燃料集合体を1体、および2体収納した輸送キャスクについてガンマ線、中性子の測定を行なった。

1体の燃料集合体を収納した実験では、輸送キャスク周辺におけるガンマ線、中性子の線量率分布、熱、熱外中性子の分布、および輸送キャスク内の燃料集合体近傍でのガンマ線線量率、熱中性子、速中性子の反応率分布が測定された。一方、2体の燃料集合体を収納した実験では輸送キャスク周辺でのガンマ線、中性子の線量率分布、ガンマ線のエネルギースペクトル、熱、熱外中性子の分布等が測定された。

本報告書では、測定値の他、実験の条件・方法、検出器の特性、測定結果が述べられている。

* 船舶技術研究所

Shielding Experiments for Evaluating a Shielding Safety Evaluation Code System to Spent Fuel Processing Facilities - (3)

- Shielding Experiment of a Spent Fuel Transport Cask Containing One or Two BWR Spent Fuel Assemblies -

Shun-ichi TANAKA⁺¹, Yukio SAKAMOTO⁺², Akio YAMAJI*, Mamoru ADACHI⁺³, Makoto KONDO⁺³, Junzo UCHIYAMA⁺³, Hiroshi SATO⁺³, Shozo IIDA⁺³, Tadayoshi KOBAYASHI⁺³, Akira HIROSE⁺³, Tadaharu ITO⁺³, Isamu KITAGAWA⁺³, Hideshi MIYANISHI⁺³, Yoshiro KANEDA⁺³, Fumio SASAJIMA⁺³, Takeshi YAMAHARA⁺⁴, Isamu NOMURA⁺⁴, Itsuro OOEDA⁺⁴, Akio SHIRASAKI⁺⁴, Shozo TERAKADO⁺⁴, Junichi KATAKURA⁺², Yoshitaka NAITO ⁺²

+1 Department of Reactor Engineering

+2 Department of Nuclear Safety Evaluation

+3 Department of Research Reactor Operation

+4 Department of Reactor Fuel Examination

Tokai Research Establishment, JAERI

(Received January 23, 1984)

Shielding experiments of a spent fuel transport cask were performed using two BWR spent fuel assemblies according to the experimental plan to confirm the reliability of a shielding safety evaluation code system and data libraries. The purpose of the experiments is to obtain the benchmark data by which the reliability can be evaluated and some improvements are added to the code system. Thus, the measurements of gamma rays and neutrons were made on the cask containing one and two BWR spent fuel assemblies.

In the experiments on one fuel assembly, dose and reaction rates of gamma rays and neutrons were measured at both outside and inside of the cask. In the experiments on two fuel assemblies, dose rates, reaction rates and energy spectra of gamma rays and neutrons were measured only at the outside of the cask.

This report gives the data on the experimental conditions and the detector characteristics requested for the analysis of the experiments as well as the measured data.

Keywords: Shielding Experiment, Spent Fuel Transport Cask, BWR Spent Fuel, Gamma-ray Dose, Neutron Dose, Gamma-ray Energy Spectrum, Thermal Neutron, Epithermal Neutron, Fast Neutron, TLD, NE213, Rem Counter, ³He Detector, Radcon, ²³⁵U, ²³²Th, Fission Counter, Safety Evaluation

* Ship Research Institute

目 次

1. 序 言.....	1
2. 実験方法.....	1
2.1 輸送キャスク周囲の測定方法.....	1
2.2 輸送キャスク内の測定方法.....	2
3. 測定器の特性.....	2
3.1 ガンマ線検出器の特性.....	2
3.2 中性子検出器の特性.....	3
4. 燃料集合体 1 体の測定結果.....	5
4.1 輸送キャスク周囲の測定結果.....	5
4.1.1 ガンマ線の測定.....	5
4.1.2 中性子の測定.....	6
4.2 輸送キャスク内の測定結果.....	6
4.2.1 ガンマ線の測定.....	6
4.2.2 中性子の測定.....	6
5. 燃料集合体 2 体の測定方法.....	7
5.1 輸送キャスク周囲の測定結果.....	7
5.1.1 ガンマ線の測定.....	7
5.1.2 中性子の測定.....	7
6. まとめ.....	8
謝 辞.....	9
参考文献.....	10
付 錄 : 実験解析のための輸送キャスクおよび燃料集合体のモデル化, および各領域の原子密度.....	60

Contents

1. Introduction	1
2. Experimental Procedures	1
2.1 Method of the Experiments outside the Cask ...	1
2.2 Method of the Experiments inside the Cask	2
3. Characteristics of Detectors	2
3.1 Gamma-ray Detectors	2
3.2 Neutron Detectors	3
4. Experimental Results for One Fuel Assembly	5
4.1 Results of the Measurements outside the Cask ..	5
4.1.1 Gamma-ray Measurements	5
4.1.2 Neutron Measurements	6
4.2 Results of the Measurements inside the Cask ..	6
4.2.1 Gamma-ray Measurements	6
4.2.2 Neutron Measurements	6
5. Experimental Results for Two Fuel Assemblies	7
5.1 Results of the Measurements outside the Cask ..	7
5.1.1 Gamma-ray Measurements	7
5.1.2 Neutron Measurements	7
6. Summary	8
Acknowledgements	9
References	10
Appendix : Modeling of the Experimental Configuration and the Atomic Densities of the Composite Materials	60

1. 序 言

使用済燃料取扱施設の遮蔽安全性評価コードシステム、同データライブラリの検証実験計画に基づき、BWR 使用済燃料集合体 1 体、および 2 体を収納した NH-25 型輸送キャスク^{*} を用いて、昭和 57 年 12 月から昭和 58 年 1 月にかけて「キャスク形状評価のための実験」が行われた。本実験は使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析コード、および同データライブラリを総合的に評価、検討し、必要な改善を計るための測定データを取得することを目的としている。PWR 使用済燃料集合体に関する同様の実験は既に実施済みであり、¹⁾今回の実験は、これらの BWR 版に相当するものである。

実験は、BWR 燃料集合体を 1 体、ならびに 2 体収納した場合の 2 つのケースについて実施された。燃料集合体 1 体についての実験では、集合体を輸送キャスクの中心に置き、キャスクの内側、外側でのガンマ線、中性子の測定が行われた。一方、燃料集合体 2 体の実験は、NH-25 輸送キャスクの通常の輸送状態に相当するもので、キャスクの外側での測定のみが行われた。

初めに、2 体の燃料集合体（燃焼度 = 20300MWd/t、冷却日数 = 約 450 d、それぞれの集合体を A、B 集合体と呼ぶ）を収納した輸送キャスクを燃料試験施設（日本原子力研究所）のサービスエリヤ床上に縦置きに設置し、輸送キャスク周辺のガンマ線、中性子の線量率、反応率、エネルギースペクトル等の測定を行った。次に、輸送キャスクを同施設の燃料貯蔵プール内に移し、実験用のキャスク上蓋、測定用案内管付の実験用燃料バスケットを交換し、燃料集合体を 1 体収納した状態で、キャスクの内側でのガンマ線、中性子の測定を行い、引き続き、キャスクの上蓋を交換した後、2 体の時と同じようにサービスエリヤ床上で 1 体についての測定を行った。

以下、第 2 章において実験方法、第 3 章において実験用いた測定器の特性、第 4 章、第 5 章において、それぞれ燃料集合体 1 体、2 体についての測定結果、第 6 章において測定結果についての考察とまとめを述べる。

2. 実 験 方 法

2.1 輸送キャスク周囲の測定方法

輸送キャスク周囲の実験では、床上に縦置きしたキャスクの外表面から 100 cm までの範囲で、ガンマ線、中性子の線量率分布、反応率分布、エネルギースペクトル等を測定した。

Photo. 1 は燃料試験施設サービスエリヤの測定位置に据付中の NH-25 輸送キャスクの写真で、Photo. 2 は同位置に据付けられた NH-25 輸送キャスクとカウンタ移動用リフタの写真である。

Fig. 1 は、実験用燃料バスケットに BWR 燃料集合体を 1 体収納した時の NH-25 輸送キャスクの断面図で、Fig. 2, Fig. 3 はそれぞれ、燃料集合体 1 体用、2 体用の燃料バスケットの詳細を示す。

* 日立運輸(株)所有、日本核燃料開発(株)管理

1. 序 言

使用済燃料取扱施設の遮蔽安全性評価コードシステム、同データライブラリの検証実験計画に基づき、BWR使用済燃料集合体1体、および2体を収納したNH-25型輸送キャスク^{*}を用いて、昭和57年12月から昭和58年1月にかけて「キャスク形状評価のための実験」が行われた。本実験は使用済燃料輸送キャスクの遮蔽解析コード、および同データライブラリを総合的に評価、検討し、必要な改善を計るための測定データを取得することを目的としている。PWR 使用済燃料集合体に関する同様の実験は既に実施済みであり¹⁾、今回の実験は、これらのBWR版に相当するものである。

実験は、BWR燃料集合体を1体、ならびに2体収納した場合の2つのケースについて実施された。燃料集合体1体についての実験では、集合体を輸送キャスクの中心に置き、キャスクの内側、外側でのガンマ線、中性子の測定が行われた。一方、燃料集合体2体の実験は、NH-25輸送キャスクの通常の輸送状態に相当するもので、キャスクの外側での測定のみが行われた。

初めに、2体の燃料集合体（燃焼度 = 20300MWd/t、冷却日数 = 約450d、それぞれの集合体をA、B集合体と呼ぶ）を収納した輸送キャスクを燃料試験施設（日本原子力研究所）のサービスエリヤ床上に縦置きに設置し、輸送キャスク周辺のガンマ線、中性子の線量率、反応率、エネルギースペクトル等の測定を行った。次に、輸送キャスクを同施設の燃料貯蔵プール内に移し、実験用のキャスク上蓋、測定用案内管付の実験用燃料バスケットを交換し、燃料集合体を1体収納した状態で、キャスクの内側でのガンマ線、中性子の測定を行い、引き続き、キャスクの上蓋を交換した後、2体の時と同じようにサービスエリヤ床上で1体についての測定を行った。

以下、第2章において実験方法、第3章において実験用いた測定器の特性、第4章、第5章において、それぞれ燃料集合体1体、2体についての測定結果、第6章において測定結果についての考察とまとめを述べる。

2. 実 験 方 法

2.1 輸送キャスク周囲の測定方法

輸送キャスク周囲の実験では、床上に縦置きしたキャスクの外表面から100cmまでの範囲で、ガンマ線、中性子の線量率分布、反応率分布、エネルギースペクトル等を測定した。

Photo. 1は燃料試験施設サービスエリヤの測定位置に据付け中のNH-25輸送キャスクの写真で、Photo. 2は同位置に据付けられたNH-25輸送キャスクとカウンタ移動用リフタの写真である。Fig. 1は、実験用燃料バスケットにBWR燃料集合体を1体収納した時のNH-25輸送キャスクの断面図で、Fig. 2, Fig. 3はそれぞれ、燃料集合体1体用、2体用の燃料バスケットの詳細を示す。

* 日立運輸株所有、日本核燃料開発株管理

している。Fig. 2 に見られるように、1 体用のバスケットには、水中において輸送キャスク内の測定を行なうための測定器案内管が設けられている。Fig. 4 は実験に使用した BWR 燃料集合体の構造図で、燃料集合体は燃料バスケットに入った状態で輸送キャスク内に収納されている。

Fig. 5 は測定位置とキャスクとの幾何学的位置関係を示すもので、キャスクの上下方向を Z 軸とし、Z 軸の原点はキャスク本体の上面とし、下方向をプラス、上方向をマイナスにとっている。なお、NH-25 キャスクは燃料集合体を収納した時、輸送時の火災事故による水の膨張を考慮して、内筒内の水を約 70 ℥抜きとっている。このため、今回の実験のようにキャスクを縦置きにした場合、内筒と燃料バスケット間の水位は、燃料集合体を 2 体収納した状態で $Z = 278.5$ cmまで下がる。ただし、燃料集合体 1 体を収納した時は輸送を行わないことから、上下方向の遮蔽配置の一様性を保つため水を抜かずして測定を行なった。

Fig. 6 は、集合体を 1 体、または 2 体収納したキャスクの胴体部を上から見たもので、A 方向を 0° とし、反時計廻りに角度が増加するように B～H までの方向を 45° 間隔で定めた。測定は、これらの 8 方向についてキャスク表面から 100 cmまでの間で行われた。第 4、5 章で述べる各測定値のキャスクからの距離 : R はキャスク本体の外表面からの距離である。

2.2 輸送キャスク内の測定方法

燃料試験施設の燃料貯蔵プール内で、集合体 1 体を収納した輸送キャスク内のガンマ線線量率および熱中性子、速中性子の反応率分布を測定した。この際、燃料バスケットは Fig. 2 の測定器案内管付の実験用燃料バスケットと入れ替えられた。また、キャスクの上蓋も、Photo. 3 の実験用上蓋と交換された。この上蓋は、測定器案内管を通すための貫通孔を有しているが、それ以外は Fig. 1 に示す上蓋と同じである。Photo. 4 は、プール内において燃料集合体を装荷中の輸送キャスクの写真である。実際の測定は Fig. 5 に示した A, E の測定器案内管に沿って行われた。

3. 測 定 器 の 特 性

3.1 ガンマ線検出器の特性

(1) 熱蛍光線量計 (TLD)

輸送キャスク外側でのガンマ線の照射線量率の測定に使用した UD-200S TLD (松下電器 K.K. 製) はガンマ線に対するエネルギー応答特性が空気のそれと比例するように $2 \text{ mm } \phi \times 10 \text{ mm}$ 長さのガラスアンプルに封入した $\text{CaSO}_4 (\text{Tm})$ TLD をさらにガンマ線フィルタで覆ったものである。空気に対する相対感度は Fig. 7 の通りで、約 0.3 MeV から 2 MeV のエネルギー範囲では $\pm 1\%$ で、それ以外のエネルギー領域で 10 ～ 20 % 程度過大応答を示し、約 30 keV 以下で急激に応答が減少する。しかし、使用済燃料からのガンマ線、および輸送キャスク外側でのガンマ線スペクトルにおいて、30 keV 以下のガンマ線の成分は非常に少ないので、UD-200S TLD による測定値は、ほど照射線量に比例すると考えられる。

している。Fig. 2 に見られるように、1 体用のバスケットには、水中において輸送キャスク内の測定を行なうための測定器案内管が設けられている。Fig. 4 は実験に使用したBWR 燃料集合体の構造図で、燃料集合体は燃料バスケットに入った状態で輸送キャスク内に収納されている。

Fig. 5 は測定位置とキャスクとの幾何学的位置関係を示すもので、キャスクの上下方向をZ 軸とし、Z 軸の原点はキャスク本体の上面とし、下方向をプラス、上方向をマイナスにとっている。なお、NH-25 キャスクは燃料集合体を収納した時、輸送時の火災事故による水の膨張を考慮して、内筒内の水を約 70 ℥抜きとっている。このため、今回の実験のようにキャスクを縦置きにした場合、内筒と燃料バスケット間の水位は、燃料集合体を2 体収納した状態で $Z = 278.5$ cmまで下がる。ただし、燃料集合体1 体を収納した時は輸送を行わないことから、上下方向の遮蔽配置の一様性を保つため水を抜かずに測定を行なった。

Fig. 6 は、集合体を1 体、または2 体収納したキャスクの胴体部を上から見たもので、A 方向を 0° とし、反時計回りに角度が増加するようにB～Hまでの方向を 45° 間隔で定めた。測定は、これらの8 方向についてキャスク表面から 100 cmまでの間で行われた。第4、5 章で述べる各測定値のキャスクからの距離：R はキャスク本体の外表面からの距離である。

2.2 輸送キャスク内の測定方法

燃料試験施設の燃料貯蔵プール内で、集合体1 体を収納した輸送キャスク内のガンマ線線量率および熱中性子、速中性子の反応率分布を測定した。この際、燃料バスケットはFig. 2 の測定器案内管付の実験用燃料バスケットと入れ替えられた。また、キャスクの上蓋も、Photo. 3 の実験用上蓋と交換された。この上蓋は、測定器案内管を通すための貫通孔を有しているが、それ以外はFig. 1 に示す上蓋と同じである。Photo. 4 は、プール内において燃料集合体を装荷中の輸送キャスクの写真である。実際の測定はFig. 5 に示した A、E の測定器案内管に沿って行われた。

3. 測定器の特性

3.1 ガンマ線検出器の特性

(1) 熱蛍光線量計 (TLD)

輸送キャスク外側でのガンマ線の照射線量率の測定に使用したUD-200S TLD(松下電器K.K.製)はガンマ線に対するエネルギー応答特性が空気のそれと比例するように $2\text{ mm } \phi \times 10\text{ mm}$ 長さのガラスアンプルに封入した $\text{CaSO}_4(\text{Tm})$ TLDをさらにガンマ線フィルタで覆ったものである。空気に対する相対感度はFig. 7 の通りで、約 0.3 MeV から 2 MeV のエネルギー範囲では $\pm 1\%$ で、それ以外のエネルギー領域で 10 ～ 20 % 程度過大応答を示し、約 30 keV 以下で急激に応答が減少する。しかし、使用済燃料からのガンマ線、および輸送キャスク外側でのガンマ線スペクトルにおいて、30 keV 以下のガンマ線の成分は非常に少ないので、UD-200S TLD による測定値は、ほど照射線量に比例すると考えられる。

UD-200S TLDの熱蛍光量から照射線量への絶対校正は、 ^{60}Co ガンマ線の標準場を利用して行なった。

(2) NE 213 検出器

$2'' \phi \times 2''$ NE 213 液体シンチレーション検出器、0.75 MeV から 11.5 MeV のエネルギー領域でガンマ線に対する応答特性が得られている。²⁾ また、波形弁別により中性子とガンマ線の弁別が行えることから云わゆる“Mixed field”での速中性子やガンマ線のエネルギースペクトル測定に利用されている。Photo.5 は、輸送キャスク上部のガンマ線スペクトル測定中のNE 213 検出器の写真である。PWR 燃料集合体の場合には、NE 213 検出器による速中性子スペクトルの測定も行われたが、¹⁾ 今回の場合、キャスク外側での速中性子強度が、ガンマ線と比べ非常に小さく、NE 213 検出器によるスペクトル測定はガンマ線についてのみ行われた。

なお、ガンマ線の波高スペクトルデータからエネルギースペクトルへのアンフォールディングはFORISTコード³⁾により行なった。

(3) ラドコン線量計

輸送キャスク内の高レベルのガンマ線線量率は、米国 Victreen 社製の 500-6 A 型ラドコン線量計により測定した。この検出器は電離箱型の線量計で、検出部は Fig. 8 に示すように非常に小さい。このため、エネルギーの高いガンマ線に対しても検出器壁との間に荷電平衡を維持するため、実際の測定に際しては、549 mg/cm²厚のアクリル製のビルドアップキャップで検出部を覆った。Photo.6 は 500-6 A 型ラドコン線量計の写真で、上側がビルドアップキャップをかぶせた状態である。線量計自身によるガンマ線場の摂動がない場合には、ビルドアップキャップの使用により 50 keV から 2 MeV のガンマ線に対する相対感度は空気と 1 ~ 2 % 以内で一致する。また、2 MeV から 10 MeV までの相対感度のずれも 10 % 以下である。Fig. 9 は原研 ^{60}Co 照射室で、化学線量計によりはじめ校正された場を利用して行なったラドコン線量計の校正曲線である。

3.2 中性子検出器の特性

(1) レムカウンタ

輸送キャスク外側での中性子線量等量率は Studsvik 社製 2202D レムカウンタにより測定した。Fig.10 はレムカウンタのエネルギーレスポンスと ICRP および ANSI/ANS の “Flux to Dose Conversion Factor” を比較したものである。同じ比較を Table. 1 に示したが、2202D レムカウンタのレスポンスは概略、ICRP や ANSI/ANS の値に似ているものの、数 10% ~ 100% 近い差のあるエネルギー領域もある。第 4、5 章のレムカウンタによる測定値は一応 mrem/hr の単位で与えているが、計算値との詳細な比較を行なう場合には、2202D カウンタ自身のレスポンスを用いて、計算で得た中性子束を線量率に変換する必要がある。

なお、レムカウンタの絶対値の校正はエネルギースペクトルと強度の分っている Am-Be 中性子源を用いて測定した。また、2202D レムカウンタの感度の方向性は Am-Be 中性子源に対し、前方入射の方が横方向の入射より約 10% 大きい感度を有している。実際の測定は、レムカウンタの前方をキャスクの中心軸に向かって前方入射となるようにして行なった。

(2) ^3He 比例計数管

輸送キャスク外側での熱および熱外中性子の測定には ^3He 比例計数管を利用した。この検出器は米国 Texas Nuclear Corp. 製、直径 1 インチ、長さ 12 インチの円筒状のステンレス管の内部に約 4 気圧の ^3He ガスと 2 気圧の Kr ガスを封入したものである。 ^3He 比例計数管による熱、熱外中性子の測定は ^3He (n, p) ^3He 反応を利用するもので、この反応は低エネルギーの中性子に対し $1/v$ 型の断面積を示すと共に、0.025 eV の熱中性子に対する断面積が約 5400 barn と非常に大きい。さらに、この反応は +764 keV の Q 値を持つためガンマ線や他の中性子核反応によるパルスとの弁別も容易である。

熱中性子に対する検出効率は、原研線量計測課の校正棟において、黒鉛パイアルからの熱中性子を利用し、既に校正済みの BF_3 検出器（富士電機製、Type -NDB 41201）と比較測定することにより求めた。Cd カットオフエネルギー以下の中性子に対する本 ^3He 検出器の検出効率（反応率／計数率）は 4.79×10^{-22} reaction rate / cps である。なお、熱外中性子の測定のために用いた Cd カバーの厚さは 1 mm である。

(3) 核分裂計数管

輸送キャスク内の中性子は ^{235}U および ^{232}Th 核分裂計数管を利用して測定した。Fig.11 は核分裂計数管による中性子測定系のブロックダイアグラムで、強いガンマ線バックグラウンドと検出器それ自体から出るアルファ線のパイアルアップを避けるため、10 ~ 20 nsec. 巾で信号を処理している。測定に用いた検出器は英國 Centronic 社製の FC-165 A 型 ^{235}U および ^{232}Th 核分裂計数管で、Photo. 7 に示すように、約 30 mm 直径、100 mm 長の有効体積を有し、それぞれの核分裂物質が約 1 mg/cm² の厚さで 165 cm² 塗付されている。

これらの核分裂計数管による測定値は、それぞれの核分裂反応の反応率として得られ、 ^{235}U 核分裂計数管の熱中性子に対する検出効率を η_u とすると、 $^{235}\text{U}(n, f)$ 反応の反応率と計数率の関係は次式で与えられる。

$$\int_0^{C_d} \sigma_u(E) \phi(E) dE = \bar{\sigma}_u \int_0^{C_d} \phi(E) dE = \eta_u \cdot C \quad (1)$$

ここで、

$\sigma_u(E)$: エネルギ E の中性子に対する $^{235}\text{U}(n, f)$

反応の反応断面積 (cm²)

$\phi(E)$: エネルギ E の中性子束 (n/cm²·sec · MeV)

$\bar{\sigma}_u$: Cd カットオフエネルギー以下の熱中性子に対する平均断面積 (cm²)

C : ^{235}U 核分裂計数管の計数率 (cps)

^{235}U 核分裂計数管の計数率から、 $^{235}\text{U}(n, f)$ 反応の反応率を得るために検出効率は、 ^3He 比例計数管と同様黒鉛パイアルからの熱中性子を利用して求めた。黒鉛パイアルからの熱中性子場は Maxwell 分布しているとして ^{235}U 核分裂計数管の検出効率は 5.71×10^{-21} として与えられた。実際のキャスク内の測定はプール中で行われたので、計数管は 0.5 mm 肉厚のカウンタ水封管に入れて使用した。カウンタ水封管に封入した状態での検出効率は 6.04×10^{-21} となる。

一方、 ^{232}Th 核分裂計数管の検出効率は線源強度の分っている ^{252}Cf 中性子源を用いて校正

した。すなわち、 ^{232}Th 核分裂計数管の検出効率を η_{Th} とすると、 $^{232}\text{Th}(\text{n}, \text{f})$ 反応の反応率は次式で与えられる。

$$\int_0^{\infty} \sigma_{\text{Th}}(E) \phi^{\text{cf}}(E) dE = \eta_{\text{Th}} \cdot C \quad (2)$$

ここで、

$\sigma_{\text{Th}}(E)$: エネルギ E の中性子に対する $^{232}\text{Th}(\text{n}, \text{f})$

反応の反応断面積 (cm^2)

$\phi^{\text{cf}}(E)$: ^{252}Cf 中性子源からの中性子スペクトル

であり、 ^{252}Cf の中性子スペクトルは次式⁴⁾で与えられる。

$$\phi^{\text{cf}}(E) = 0.373 \exp(-0.88E) \sin h(\sqrt{2E}) \quad (3)$$

SAND-II ライブライリ⁵⁾より採った $\sigma_{\text{Th}}(E)$ を用いて求めた ^{232}Th 核分裂計数管の検出効率は 3.03×10^{-21} である。なお、 ^{232}Th 計数管も実際の測定ではカウンタ水封管に封入されたが、これによる検出効率の変化は無視できる。

4. 燃料集合体 1 体の測定結果

4.1 輸送キャスク周囲の測定結果

4.1.1 ガンマ線の測定

Table 2 (1)～Table 5 に UD-200 STLD で測定した輸送キャスク表面、表面から 100 cm および、キャスク上蓋上部付近のガンマ線線量率分布を示す。Fig. 12～Fig. 15 は A, E, G, H line に沿ってキャスク表面、および 100 cm でのガンマ線線量率を図示したもので、いずれの方向でも $Z = 45$ cm 近傍で鋭い極大値を示している。特に、キャスクの上部トランニオンのある A, E 方向で最も高く、約 20 mR/hr と胴体部より約 1 術大きい値となっている。これは、Fig. 1 の組立図（または付録 Fig.A-1）に見られるように NH-25 キャスクの鉛遮蔽が $Z = 44$ cm で切れており、BWR 燃料集合体の上部吊具やタイプレート等の放射化によるガンマ線が、この鉛遮蔽の上部を透過してくることによると考えられる。Fig. 16 は高さを変えてキャスク周囲の線量率の変化を見たものである。 $Z = 67.3 \sim 452.8$ cm の燃料領域での線量率は燃料領域の中心より下がった $Z \approx 350$ cm 付近が最も高く、 0° 方向 (A 方向) を中心に最も大きい値を示し、 270° 方向 (G 方向) が最も低く 0° 方向に比べて、約 20 ～ 30 % 低い値になっている。なお、測定誤差は測定点 1 ケ所につき 2 個の TLD を利用して得た測定値のバラツキを示すもので、 $Z = 0$ cm, 45 cm でのキャスク表面の測定値のバラツキが大きいのは、キャスク上部の構造が複雑になっており、この構造の影響を受けたものと思われる。Figs. 17, 18 はキャスク上面の線量率を図示したものである。

した。すなわち、 ^{232}Th 核分裂計数管の検出効率を η_{Th} とすると、 $^{232}\text{Th}(\text{n}, \text{f})$ 反応の反応率は次式で与えられる。

$$\int_0^{\infty} \sigma_{\text{Th}}(E) \phi^{\text{cf}}(E) dE = \eta_{\text{Th}} \cdot C \quad (2)$$

ここで、

$\sigma_{\text{Th}}(E)$: エネルギ E の中性子に対する $^{232}\text{Th}(\text{n}, \text{f})$ 反応の反応断面積 (cm^2)

$\phi^{\text{cf}}(E)$: ^{252}Cf 中性子源からの中性子スペクトル

であり、 ^{252}Cf の中性子スペクトルは次式⁴⁾で与えられる。

$$\phi^{\text{cf}}(E) = 0.373 \exp(-0.88E) \sin h(\sqrt{2E}) \quad (3)$$

SAND-II ライブライリ⁵⁾より採った $\sigma_{\text{Th}}(E)$ を用いて求めた ^{232}Th 核分裂計数管の検出効率は 3.03×10^{-21} である。なお、 ^{232}Th 計数管も実際の測定ではカウンタ水封管に封入されたが、これによる検出効率の変化は無視できる。

4. 燃料集合体 1 体の測定結果

4.1 輸送キャスク周囲の測定結果

4.1.1 ガンマ線の測定

Table 2 (1)～Table 5 に UD-200 STLD で測定した輸送キャスク表面、表面から 100 cm および、キャスク上蓋上部付近のガンマ線線量率分布を示す。Fig. 12～Fig. 15 は A, E, G, H line に沿ってキャスク表面、および 100 cm でのガンマ線線量率を図示したもので、いずれの方向でも $Z = 45$ cm 近傍で鋭い極大値を示している。特に、キャスクの上部トランニオンのある A, E 方向で最も高く、約 20 mR/hr と胴体部より約 1 衝大きい値となっている。これは、Fig. 1 の組立図（または付録 Fig.A-1）に見られるように NH-25 キャスクの鉛遮蔽が $Z = 44$ cm で切れており、BWR 燃料集合体の上部吊具やタイプレート等の放射化によるガンマ線が、この鉛遮蔽の上部を透過することによると考えられる。Fig. 16 は高さを変えてキャスク周囲の線量率の変化を見たものである。 $Z = 67.3 \sim 452.8$ cm の燃料領域での線量率は燃料領域の中心より下がった $Z \approx 350$ cm 付近が最も高く、 0° 方向 (A 方向) を中心に最も大きい値を示し、 270° 方向 (G 方向) が最も低く 0° 方向に比べて、約 20 ～ 30 % 低い値になっている。なお、測定誤差は測定点 1 ケ所につき 2 個の TLD を利用して得た測定値のバラツキを示すもので、 $Z = 0$ cm, 45 cm でのキャスク表面の測定値のバラツキが大きいのは、キャスク上部の構造が複雑になっており、この構造の影響を受けたものと思われる。Figs. 17, 18 はキャスク上面の線量率を図示したものである。

4.1.2 中性子の測定

Tables 6～8は、³He 比例計数管で測定した熱、熱外中性子の反応率分布である。Figs.19～22はこれらの結果を図示したものである。Tables. 9～11はレムカウンタで測定した線量等量率分布で、Figs.23～26はこれらを図示したものである。これらの図に見られるように、中性子の軸方向の分布はガンマ線の場合と非常に異っており、ガンマ線に見られたキャスク上部、 $Z \approx 45$ cm 付近での極大値は一切認められない。一方、燃料領域での上下方向の分布は、ガンマ線の場合より変化が大きく、 $Z \approx 320$ cm 近傍で最大値を示している。

4.2 輸送キャスク内の測定結果

4.2.1 ガンマ線の測定

Table 12 (Fig. 27) はキャスク内部のA, E の測定器案内管に沿ってラドコン線量計で測定した燃料集合体近傍のガンマ線線量率の軸方向の分布である。燃料領域に4ヶ所のギャップが見られるが、これは燃料棒を固定している固体バンドによるものである。全体として下部方向が高い滑らかな分布をしており、キャスクの外側で観察された上部での極端な線量率のピークは認められない。また、AとE の案内管は燃料集合体を狭んで対称の位置関係にあるが燃料の中心領域で約20 %程度 E-line の方が大きい値を示している。

ラドコン線量計による測定誤差の1つとして、線量計からの微少電流をエレクトロメータによって読み取る時の誤差があり、数10 R/hr で10%以下、10 R/hr で20～30 %程度となるが、数100 R/hr 以上ではほとんど無視できる。また、実際の測定ではラドコン線量計はSUS製の肉厚0.5 mm のカウンタ水封管に封入され、さらに、このカウンタ水封管は肉厚3 mm のアルミニウム製の測定器案内管（水封管以外には水が入る）に沿って移動測定されるので、これらの管壁でのガンマ線の吸収、散乱が起る。図表に示した測定値にはこれらの誤差は含まれていない。

管壁でのガンマ線の吸収に伴う誤差はガンマ線のエネルギーによって異なるが、ガンマ線の吸収断面積から計算した各エネルギーでの減衰は以下のようになる。

ガンマ線エネルギー	推定誤差 (%)
1.0 MeV	0～7.2 %
0.5 "	0～9.5 %
0.1 "	9～15 %
0.08 "	18～34 %

ここで、誤差の上限は、全断面積を用いて算出した値で、下限値は光電吸収断面積を用いて算出した値である。

4.2.2 中性子の測定

Table 13 は²³⁵U核分裂計数管により測定したキャスク内の低エネルギー中性子の分布で、Fig.28はこれを図示したものである。全体の傾向はFig.27のガンマ線と類似しているが、上下方向の分布は中性子の方がより顕著な差異を示している。また、ガンマ線と比べて、燃料長をはずれると

中性子強度は急速に減少している。

Table 14 および Fig. 29 は同じく ^{232}Th 核分裂計数管により測定したキャスク内の速中性子の分布である。計数率が非常に小さく、測定点も少なく、計数の統計誤差も大きいが全体としては ^{235}U 核分裂計数管による低エネルギー中性子の分布と同じである。

5. 燃料集合体 2 体の測定結果

5.1 輸送キャスク周囲の測定結果

5.1.1 ガンマ線の測定

Tables 15 ~ 18 は、輸送キャスク表面、表面から 100 cm、およびキャスク上蓋付近のガンマ線量率分布で、Figs. 30 ~ 36 はこれらを図示したものである。輸送キャスクの胴体部表面でのガンマ線線量率は集合体 1 体を収納した時と同様、 $Z = 45\text{ cm}$ 附近に最大値があり、特に A, E の方向が高く、約 30 mR/hr となっている。A, E 方向の線量率は全体として他の方向より高い値となっているが、これは、Fig. 6 に見られるように、集合体を 2 体収納した状態ではキャスク表面までの距離が A, E 方向で小さくなっていることが一つの原因と考えられる。また、Figs. 32, 33 までの距離が A, E 方向で小さくなっていることが一つの原因と考えられる。また、Figs. 32, 33 の G, H-line で特に明瞭に見られるが、燃料集合体の中心付近 $Z \approx 276\text{ cm}$ の線量率が極小値を示している。これは、集合体自身のガンマ線強度分布は、Fig. 27 のキャスク内部の測定から明らかのように全体として $Z \approx 320\text{ cm}$ 付近が最も大きく、上方で次第に小さくなること、一方、集合体を 2 体収納した状態で輸送キャスクを縦置きにした場合、キャスク内筒内の水位が $Z = 278.5\text{ cm}$ まで下がるため、この部分の遮蔽効果が減少し、逆に上方でキャスク表面のガンマ線線量率の増加があることの 2 つの要因に依るものと考えられる。

Tables. 19, 20 は A, E 方向の $Z = 276\text{ cm}$ の高さ、キャスク表面から 100 cm の位置で、NE 213 検出器により測定したガンマ線スペクトルである。表中、 ϕ_{upper} , ϕ_{lower} , $\phi_{average}$ は FORIST コードで波高分布をアンフォールディングした時のエネルギースペクトルに対する信頼性領域の上、下限値、およびその平均値である。Figs. 36, 37 はこれを図示したもので、ガンマ線のスペクトルは、大きく分けて約 2 MeV 以下の成分と、中性子によって生じる、2 MeV 以上の二次ガンマ線成分の 2 つから成っている。3 MeV 付近で負のスペクトルになっているのは、この近傍でエネルギースペクトルに急激な変化があるため、アンフォールディングに使用した応答関数の誤差や波高分布測定の際の波高の校正、ゲイン変動等の系統的誤差が強調されて生じたものと考えられる。

5.1.2 中性子の測定

Tables 21 ~ 24 は ^3He 比例計数管による熱、熱外中性子の反応率分布である。Figs. 39 ~ 42 はこれらの測定結果を図示したもので、ガンマ線の場合のようなキャスク上部の極大値は見られないが、 $R = 20\text{ cm}$ の測定値は、キャスク上部の構造を反映し、複雑な分布をしており、この領域での熱中性子と熱外中性子の分布はかなり異っている。Fig. 42 はキャスク中心付近での周方向分

中性子強度は急速に減少している。

Table 14 および Fig. 29 は同じく ^{232}Th 核分裂計数管により測定したキャスク内の速中性子の分布である。計数率が非常に小さく、測定点も少なく、計数の統計誤差も大きいが全体としては ^{235}U 核分裂計数管による低エネルギー中性子の分布と同じである。

5. 燃料集合体 2 体の測定結果

5.1 輸送キャスク周囲の測定結果

5.1.1 ガンマ線の測定

Tables 15～18 は、輸送キャスク表面、表面から 100 cm、およびキャスク上蓋付近のガンマ線量率分布で、Figs. 30～36 はこれらを図示したものである。輸送キャスクの胴体部表面でのガンマ線量率は集合体 1 体を収納した時と同様、 $Z = 45\text{ cm}$ 附近に最大値があり、特に A, E の方向が高く、約 30 mR/hr となっている。A, E 方向の線量率は全体として他の方向より高い値となっているが、これは、Fig. 6 に見られるように、集合体を 2 体収納した状態ではキャスク表面までの距離が A, E 方向で小さくなっていることが一つの原因と考えられる。また、Figs. 32, 33 の G, H-line で特に明瞭に見られるが、燃料集合体の中心付近 $Z \approx 276\text{ cm}$ の線量率が極小値を示している。これは、集合体自身のガンマ線強度分布は、Fig. 27 のキャスク内部の測定から明らかのように全体として $Z \approx 320\text{ cm}$ 付近が最も大きく、上方で次第に小さくなること、一方、集合体を 2 体収納した状態で輸送キャスクを縦置きにした場合、キャスク内筒内の水位が $Z = 278.5\text{ cm}$ まで下がるため、この部分の遮蔽効果が減少し、逆に上方でキャスク表面のガンマ線量率の増加があることの 2 つの要因に依るものと考えられる。

Tables. 19, 20 は A, E 方向の $Z = 276\text{ cm}$ の高さ、キャスク表面から 100 cm の位置で、NE 213 検出器により測定したガンマ線スペクトルである。表中、 ϕ_{upper} , ϕ_{lower} , ϕ_{average} は FORIST コードで波高分布をアンフォールディングした時のエネルギースペクトルに対する信頼性領域の上、下限値、およびその平均値である。Figs. 36, 37 はこれを図示したもので、ガンマ線のスペクトルは、大きく分けて約 2 MeV 以下の成分と、中性子によって生じる、2 MeV 以上の二次ガンマ線成分の 2 つから成っている。3 MeV 付近で負のスペクトルになっているのは、この近傍でエネルギースペクトルに急激な変化があるため、アンフォールディングに使用した応答関数の誤差や波高分布測定の際の波高の校正、ゲイン変動等の系統的誤差が強調されて生じたものと考えられる。

5.1.2 中性子の測定

Tables 21～24 は ^3He 比例計数管による熱、熱外中性子の反応率分布である。Figs. 39～42 はこれらの測定結果を図示したもので、ガンマ線の場合のようなキャスク上部の極大値は見られないが、 $R = 20\text{ cm}$ の測定値は、キャスク上部の構造を反映し、複雑な分布をしており、この領域での熱中性子と熱外中性子の分布はかなり異っている。Fig. 42 はキャスク中心付近での周方向分

布であるが、燃料集合体の収納位置を反映した特徴的な分布を示している。Tables 25～27 はレムカウンタで測定した中性子の線量等量率分布で Figs. 43～46 はこれを図示したものである。全体の分布の傾向は³He 比例計数管の測定値と類似している。R=20 cm の測定値は A-line ではほど滑らかな分布をしているが、A-line と 90° ずれている G-line では 2 つの極大値が生じ、これらの間の H-line は双方の分布を合成した形になっている。これは、キャスク内筒内の水位の影響が、燃料集合体の配置の関係で、G-line で大きく現われることに帰因するものと考えられる。

6. ま と め

BWR 使用済燃料集合体を 1 または 2 体収納した NH-25 型使用済燃料輸送キャスクに関する一連の実験を行ない、ガンマ線、中性子についての多くの測定データを得た。本実験は、先に実施された PWR 使用済燃料集合体と NH-25 キャスクによる実験¹⁾と対を成すもので、本実験により、使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全性評価コードシステム、同ライブラリの検証、評価に必要とされるベンチマークデータが、PWR、BWR 燃料集合体双方について得られたことになる。全体の評価は、測定データの解析を待たねばならないが、本実験で得られた BWR 使用済燃料集合体を収納した輸送キャスクの測定値の特徴は以下の通りである。

- 1) キャスク外側でのガンマ線線量率分布には、燃料集合体上端部付近の位置に顕著なピークが生じ、キャスクのトランニオン近傍で、20～30 mR/hr となる。しかし、キャスク内の測定ではこの位置での特別な線量率の増加は観察されない。このことは Fig. 1 の輸送キャスクの全体図に見られるように NH-25 キャスクの場合、胴体部の鉛遮蔽のない領域が上部にあり、BWR 燃料集合体を収納した時、燃料集合体の吊手がこの部分に位置し、結果として吊手部分の放射化によるガンマ線の影響が顕著にあらわれることを意味している。
- 2) 燃料集合体を収納した輸送キャスク表面（中性子に対して表面から 20 cm）での線量率は、ガンマ線の場合のキャスク上部を除くと、燃料集合体 1 体を収納した時で、ガンマ線、中性子とも Z=324 cm 付近が最も大きく、一方、2 体の燃料集合体を収納した時はキャスク内筒内の水位の影響で一部、Z=179 cm で最大値を示すが、全体としては 1 体の時と同様、Z=324 cm 付近が最も高い。

次の表は、Z=324 cm で得られた A-line (0° 方向)、G-line (270° 方向) のガンマ線と中性子のキャスク表面での線量率を 1, 2 体の測定について比較したものである。

Exp. Case	Gamma-ray (mR/hr)		Neutron (mrem/hr)	
	A-line	G-line	A-line	G-line
One assembly	3.1	1.8	0.045	0.036
Two assemblies	4.7	2.6	0.198	0.098
Ratio (two/one)	1.5	1.4	4.4	2.7

ガンマ線の線量率は、2 体の燃料集合体を収納した時、1 体の時と比べ約 1.4～1.5 倍と

布であるが、燃料集合体の収納位置を反映した特徴的な分布を示している。Tables 25～27 はレムカウンタで測定した中性子の線量等量率分布で Figs. 43～46 はこれを図示したものである。全体の分布の傾向は³He 比例計数管の測定値と類似している。R= 20 cm の測定値は A-line ではほど滑らかな分布をしているが、A-line と 90° ずれている G-line では 2 つの極大値が生じ、これらの間の H-line は双方の分布を合成した形になっている。これは、キャスク内筒内の水位の影響が、燃料集合体の配置の関係で、G-line で大きく現われることに帰因するものと考えられる。

6. ま と め

BWR 使用済燃料集合体を 1 または 2 体収納した NH-25 型使用済燃料輸送キャスクに関する一連の実験を行ない、ガンマ線、中性子についての多くの測定データを得た。本実験は、先に実施された PWR 使用済燃料集合体と NH-25 キャスクによる実験¹⁾と対を成すもので、本実験により、使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全性評価コードシステム、同ライブラリの検証、評価に必要とされるベンチマークデータが、PWR、BWR 燃料集合体双方について得られたことになる。全体の評価は、測定データの解析を待たねばならないが、本実験で得られた BWR 使用済燃料集合体を収納した輸送キャスクの測定値の特徴は以下の通りである。

- 1) キャスク外側でのガンマ線線量率分布には、燃料集合体上端部付近の位置に顕著なピークが生じ、キャスクのトランニオン近傍で、20～30 mR/hr となる。しかし、キャスク内の測定ではこの位置での特別な線量率の増加は観察されない。このことは Fig. 1 の輸送キャスクの全体図に見られるように NH-25 キャスクの場合、胴体部の鉛遮蔽のない領域が上部にあり、BWR 燃料集合体を収納した時、燃料集合体の吊手がこの部分に位置し、結果として吊手部分の放射化によるガンマ線の影響が顕著にあらわれることを意味している。
- 2) 燃料集合体を収納した輸送キャスク表面（中性子に対して表面から 20 cm）での線量率は、ガンマ線の場合のキャスク上部を除くと、燃料集合体 1 体を収納した時で、ガンマ線、中性子とも Z=324 cm 付近が最も大きく、一方、2 体の燃料集合体を収納した時はキャスク内筒内の水位の影響で一部、Z=179 cm で最大値を示すが、全体としては 1 体の時と同様、Z=324 cm 付近が最も高い。

次の表は、Z=324 cm で得られた A-line (0° 方向)、G-line (270° 方向) のガンマ線と中性子のキャスク表面での線量率を 1, 2 体の測定について比較したものである。

Exp. Case	Gamma-ray (mR/hr)		Neutron (mrem/hr)	
	A-line	G-line	A-line	G-line
One assembly	3.1	1.8	0.045	0.036
Two assemblies	4.7	2.6	0.198	0.098
Ratio (two/one)	1.5	1.4	4.4	2.7

ガンマ線の線量率は、2 体の燃料集合体を収納した時、1 体の時と比べ約 1.4～1.5 倍と

なるが、中性子の線量等量率は A-line で 4.4 倍、G-line で 2.7 倍になる。2 体の燃料集合体を収納した状態では Fig. 6 のように、A-line と G-line で燃料集合体とキャスク内筒表面までの距離が異なり、この間の水の遮蔽により A-line と比べ G-line の値がかなり小さくなるが、前表の結果は、2 体の燃料集合体を収納した場合、1 体の時と比べ中性子の増倍係数がかなり増加することを暗示するものといえる。

- 3) キャスク周囲のガンマ線線量率分布は、1 体の燃料集合体を収納した状態で、幾何学的に対称な位置を比べた場合でも、キャスク表面で 1.4 ～ 1.8 倍程度の差がある。これは、BWR 燃料集合体の線源分布が面によってかなりの差異があることを示唆するものである。
- 4) 2 体の燃料集合体を収納した場合、キャスク周囲のガンマ線、中性子の線量率分布には 1.8 ～ 2.0 倍の差異が見られる。これは、2 体収納した時の遮蔽能力が方向によって異なることが原因と考えられるが、輸送キャスク内に収める燃料集合体の配置によりキャスク表面での線量率に相当の差が生じることを意味しており、輸送キャスクの遮蔽設計や安全評価の上で配慮する必要がある。
- 5) BWR 燃料集合体は PWR 燃料集合体と比べ、燃料の上下方向のガンマ線、中性子の強度分布の差が大きい。(Figs. 27 ～ 29) こうした不均一性は、結果として輸送キャスク外側の線量率分布にも影響を及ぼすので、BWR 使用済燃料の遮蔽設計や安全評価に当っては、こうした点に考慮を払う必要がある。

謝　　辞

BWR 使用済燃料による「キャスク形状評価実験」は多くの方々の協力を得て無事終了した。本計画がこゝに至るまでには、前々安全解析部長桂木学氏、前安全解析部長平田実穂氏、同次長佐藤一男氏、現安全解析部長石川廸夫氏、同事務長宮川邦男氏をはじめ多くの方の計画遂行のための努力があったことを記し、深甚の意を表します。また、使用済燃料集合体、輸送キャスクの受入れをはじめ、本実験を実施するに当って岩本多実前実用燃料試験室長、児玉敏夫現実用燃料試験室長、八巻治恵燃料試験技術課長、坂倉敦燃料試験課長、神原駿一郎燃料試験業務課長をはじめ実用燃料試験室室員の方々の多大な協力を得ました。こゝに記して謝意を表します。さらに、朝岡卓見原子炉工学部長、松浦祥次郎同次長、鈴木友雄遮蔽研究室長からは実験の遂行に当たり、多くの御援助をいただきました。篤く御礼申し上げます。

最後に、輸送キャスク NH-25 を本実験のために使用することを許可された、日立運輸(株)、日本核燃料開発(株)、および BWR 使用済燃料集合体を本実験のために貸与していただいた日本原子力発電(株)に謝意を表します。

なるが、中性子の線量等量率は A-line で 4.4 倍、G-line で 2.7 倍になる。2 体の燃料集合体を収納した状態では Fig. 6 のように、A-line と G-line で燃料集合体とキャスク内筒表面までの距離が異なり、この間の水の遮蔽により A-line と比べ G-line の値がかなり小さくなるが、前表の結果は、2 体の燃料集合体を収納した場合、1 体の時と比べ中性子の増倍係数がかなり増加することを暗示するものといえる。

- 3) キャスク周囲のガンマ線線量率分布は、1 体の燃料集合体を収納した状態で、幾何学的に対称な位置を比べた場合でも、キャスク表面で 1.4 ～ 1.8 倍程度の差がある。これは、BWR 燃料集合体の線源分布が面によってかなりの差異があることを示唆するものである。
- 4) 2 体の燃料集合体を収納した場合、キャスク周囲のガンマ線、中性子の線量率分布には 1.8 ～ 2.0 倍の差異が見られる。これは、2 体収納した時の遮蔽能力が方向によって異なることが原因と考えられるが、輸送キャスク内に収める燃料集合体の配置によりキャスク表面での線量率に相当の差が生じることを意味しており、輸送キャスクの遮蔽設計や安全評価の上で配慮する必要がある。
- 5) BWR 燃料集合体は PWR 燃料集合体と比べ、燃料の上下方向のガンマ線、中性子の強度分布の差が大きい。(Figs. 27 ～ 29) こうした不均一性は、結果として輸送キャスク外側の線量率分布にも影響を及ぼすので、BWR 使用済燃料の遮蔽設計や安全評価に当っては、こうした点に考慮を払う必要がある。

謝 辞

BWR 使用済燃料による「キャスク形状評価実験」は多くの方々の協力を得て無事終了した。本計画がこゝに至るまでには、前々安全解析部長桂木学氏、前安全解析部長平田実穂氏、同次長佐藤一男氏、現安全解析部長石川廸夫氏、同事務長宮川邦男氏をはじめ多くの方の計画遂行のための努力があったことを記し、深甚の意を表します。また、使用済燃料集合体、輸送キャスクの受入れをはじめ、本実験を実施するに当って岩本多実前実用燃料試験室長、児玉敏夫現実用燃料試験室長、八巻治恵燃料試験技術課長、坂倉敦燃料試験課長、神原駿一郎燃料試験業務課長をはじめ実用燃料試験室室員の方々の多大な協力を得ました。こゝに記して謝意を表します。さらに、朝岡卓見原子炉工学部長、松浦祥次郎同次長、鈴木友雄遮蔽研究室長からは実験の遂行に当たり、多くの御援助をいただきました。篤く御礼申し上げます。

最後に、輸送キャスク NH-25 を本実験のために使用することを許可された、日立運輸(株)、日本核燃料開発(株)、および BWR 使用済燃料集合体を本実験のために貸与していただいた日本原子力発電(株)に謝意を表します。

参 考 文 献

- 1) 田中俊一, 山路昭雄, 坂本幸夫他：“使用済燃料輸送キャスクの遮蔽安全実験(1)－PWR使用済燃料による「キャスク形状評価のための実験」－” JAERI-M 82-201 (1982)
- 2) Ingersoll D.T. and Wehring B.W. : Nucl. Instr. Meth., 147, 551 (1977)
- 3) FORIST Spectra Unfolding Code, Radiation Shielding Information Center, ORNL, PSR-92 (1975)
- 4) Stoddard D.H. and Hootman H.E. ; "²⁵²Cf Shielding Guide", DP-1246 (1971)
- 5) McEloy W.N. et al. : AFWL-TR-67-41 (1967)

Table 1 Neutron flux to dose equivalent rate conversion factors and
the energy response of the 2202D rem counter

Neutron Energy (MeV)	Flux to Dose Rate Conversion Factors ($\text{mrem} \cdot \text{hr}^{-1} / \text{n} \cdot \text{cm}^{-2} \cdot \text{sec}^{-1}$)		
	ANSI/ANS	ICRP	2202D
2.5-08	3.67-03 [#]	3.79-03	2.35-03
1.0-07	3.67	4.14	2.60
1.0-06	4.46	4.50	2.80
1.0-05	4.54	4.34	3.60
1.0-04	4.18	4.19	4.20
1.0-03	3.76	3.67	4.80
1.0-02	3.56	3.53	5.80
1.0-01	2.17-02	2.06-02	2.70-02
5.0-01	9.26	6.92	7.45
1.0	1.32-01	1.16-01	1.18-01
2.0		1.44	1.33
2.5	1.25-01		1.30
5.0	1.56	1.50-01	1.15
7.0	1.47		1.10
1.0+01	1.47	1.50-01	1.02
1.4+01	2.08		9.70-02
2.0+01	2.27	1.57-01	9.30

read as 3.67×10^{-3}

Table 2(1) Vertical distributions of the gamma-ray exposure dose rate
at the R=0 cm on the A, B, C, D, E, F, G, and H directions

Pos.	z (cm)	(mR/hr)			
		A	B	C	D
-3	-100.0	0.550 (± 0.011)	0.613 (± 0.052)	0.670 (± 0.041)	0.630 (± 0.035)
-2	-40.0	0.934 (± 0.041)	1.17 (± 0.108)	1.20 (± 0.033)	1.20 (± 0.143)
-1	0.0	4.32 (± 1.38)	6.40 (± 2.64)	6.10 (± 2.01)	6.81 (± 2.89)
0	45.0	17.7 (± 4.41)	16.5 (± 1.50)	16.9 (± 4.74)	14.8 (± 3.70)
1	82.7	0.758 (± 0.023)	0.810 (± 0.034)	0.598 (± 0.148)	0.793 (± 0.015)
2	131.0	1.78 (± 0.094)	1.67 (± 0.022)	1.65 (± 0.032)	1.82 (± 0.036)
3	179.4	2.34 (± 0.020)	2.35 (± 0.016)	1.93 (± 0.078)	2.07 (± 0.026)
4	227.7	2.53 (± 0.193)	2.49 (± 0.065)	2.21 (± 0.007)	2.27 (± 0.036)
5	276.0	2.56 (± 0.114)	2.54 (± 0.03)	1.96 (± 0.167)	2.23 (± 0.189)
6	324.4	3.07 (± 0.092)	3.05 (± 0.365)	2.39 (± 0.136)	2.58 (± 0.009)
7	372.7	2.86 (± 0.070)	2.50 (± 0.140)	2.43 (± 0.076)	2.47 (± 0.062)
8	421.0	1.99 (± 0.078)	1.94 (± 0.078)	1.89 (± 0.016)	1.95 (± 0.090)
9	462.0	0.398 (± 0.116)	0.552 (± 0.109)	0.492 (± 0.123)	0.515 (± 0.128)

Table 2(2) continued

Pos.	Z (cm)	E	F	G	H
-3	-100.0	0.577 (± 0.048)	0.487 (± 0.018)	0.471 (± 0.026)	0.510 (± 0.011)
-2	-40.0	0.975 (± 0.009)	1.05 (± 0.091)	0.998 (± 0.056)	1.09 (± 0.066)
-1	0.0	5.99 (± 0.543)	4.55 (± 0.153)	5.99 (± 0.543)	5.78 (± 1.42)
0	45.0	19.2 (± 5.90)	15.4 (± 3.53)	12.8 (± 2.02)	10.1 (± 2.29)
1	82.7	0.738 (± 0.043)	0.684 (± 0.014)	0.583 (± 0.024)	0.687 (± 0.041)
2	131.0	1.70 (± 0.076)	1.52 (± 0.114)	1.35 (± 0.052)	1.57 (± 0.037)
3	179.4	2.00 (± 0.039)	1.82 (± 0.087)	1.76 (± 0.009)	1.86 (± 0.250)
4	227.7	1.93 (± 0.192)	2.03 (± 0.030)	1.88 (± 0.041)	2.36 (± 0.170)
5	276.0	2.00 (± 0.020)	1.74 (± 0.005)	1.58 (± 0.126)	2.18 (± 0.065)
6	324.4	2.30 (± 0.005)	2.03 (± 0.183)	1.80 (± 0.047)	2.48 (± 0.036)
7	372.7	2.22 (± 0.019)	2.09 (± 0.006)	1.71 (± 0.031)	2.37 (± 0.051)
8	421.0	1.99 (± 0.023)	1.68 (± 0.007)	1.43 (± 0.066)	1.71 (± 0.062)
9	462.0	0.503 (± 0.096)	0.449 (± 0.081)	0.443 (± 0.064)	0.429 (± 0.094)

Table 3 Vertical distributions of the gamma-ray exposure dose rate
at the R=100 cm on the A, E, G, and H directions

Pos.	Z (cm)	A	E	G	H
-2	-40.0	1.08 (± 0.023)	1.15 (± 0.011)	1.40 (± 0.015)	1.22 (± 0.014)
-1	0.0	2.09 (± 0.127)	2.26 (± 0.061)	2.23 (± 0.209)	2.28 (± 0.003)
0	45.0	2.16 (± 0.008)	2.37 (± 0.045)	1.97 (± 0.138)	1.65 (± 0.064)
1	82.7	1.32 (± 0.046)	1.24 (± 0.090)	1.06 (± 0.055)	0.913 (± 0.016)
2	131.0	0.842 (± 0.005)	0.777 (± 0.053)	0.632 (± 0.025)	0.712 (± 0.026)
3	179.4	0.904 (± 0.031)	0.879 (± 0.012)	0.733 (± 0.005)	0.845 (± 0.005)
4	227.7	0.940 (± 0.033)	0.846 (± 0.039)	0.543 (± 0.166)	0.885 (± 0.014)
5	276.0	0.971 (± 0.005)	0.881 (± 0.026)	0.649 (± 0.031)	0.876 (± 0.040)
6	324.4	0.981 (± 0.004)	0.809 (± 0.021)	0.640 (± 0.011)	0.887 (± 0.026)
7	372.7	0.809 (± 0.035)	0.809 (± 0.020)	0.643 (± 0.017)	0.759 (± 0.009)
8	421.0	0.636 (± 0.038)	0.575 (± 0.021)	0.431 (± 0.012)	0.546 (± 0.009)
9	462.0	0.290 (± 0.002)	0.296 (± 0.002)	0.256 (± 0.007)	0.293 (± 0.011)

Table 4 Gamma-ray exposure dose rate at the positions of 22 cm and
44 cm from the axis on the upper surface of the cask

Radius	A	B	C	D	E	F	G	H
22 cm	1.94 (± 0.069)	2.94 (± 0.024)	2.31 (± 0.116)	3.18 (± 0.149)	2.27 (± 0.021)	2.42 (± 0.098)	1.93 (± 0.039)	2.12 (± 0.010)
44 cm	6.47 (± 0.520)	3.95 (± 0.008)	5.45 (± 0.054)	4.09 (± 0.025)	6.76 (± 0.077)	3.41 (± 0.122)	5.00 (± 0.065)	3.22 (± 0.051)

Table 5 Gamma-ray exposure dose rate at the Z=0 cm, -40 cm, and -100 cm
along the axis of the cask

Z (cm)	0	-40	-100
axis	1.28 (± 0.017)	0.835 (± 0.002)	0.485 (± 0.036)

Table 6 Reaction rate of ${}^3\text{He}(\text{n},\text{p})$ with and without a Cd cover at the
 R=20 cm and 100 cm along the A, G, and H lines

(1/sec)

Pos.	Z (cm)	A - line				G - line				H - line			
		R = 20 cm		R = 100 cm		R = 20 cm							
		Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered
-2	-40.0	1.03	-22	1.11	-23	9.86	-23	9.19	-24	8.90	-23	9.05	-24
-1	0.0	1.05	1.12	1.12	-22	9.14	9.24	-23	9.00	-24	9.24	9.29	9.29
0	45.0	1.06	1.28	1.20	1.21	-23	8.52	8.76	9.00	9.00	1.05	1.05	-23
1	82.7	1.50	1.54	1.40	1.21	1.32	-22	1.07	-23	1.38	-22	1.38	1.38
2	131.0	3.26	2.74	2.31	1.61	3.03	2.14	3.20	2.66	3.20	2.66		
3	179.4	6.18	4.27	3.02	1.74	4.88	3.73	5.55	4.29				
4	227.7	7.61	5.36	3.06	2.69	6.46	5.03	7.52	4.38				
5	276.0	8.66	6.61	3.98	2.69	7.95	6.03	8.62	6.03				
6	324.4	9.72	6.32	4.21	2.95	8.52	6.03	9.48	7.13				
7	372.7	8.38	5.89	3.88	2.50	6.80	6.03	7.66	5.94				
8	421.0	5.07	3.59	2.96	2.07	4.18	2.68	4.32	3.45				

Table 7 Reaction rates of ${}^3\text{He}(n,p)$ with and without a Cd cover around the cask at the Z=276 cm and R= 20 cm

(1/sec)

Pos.	(angle)	Bare	Cd-covered
A	(0°)	8.66	-22
B	(45°)	8.90	7.80
C	(90°)	7.76	5.51
D	(135°)	7.32	5.74
E	(180°)	8.57	5.17
F	(225°)	9.38	5.17
G	(270°)	7.95	6.03
H	(315°)	7.52	4.38

Table 8 Reaction rates of ${}^3\text{He}(n,p)$ with and without a Cd cover at the Z=-40 cm on the axis of the cask

(1/sec)

Z (cm)	Bare	Cd-covered
-40	8.43	-23

Table 9 Neutron dose equivalent rates at the R=20 cm and 100 cm
along the A, G, and H lines

Pos. No.	z (cm)	A (R= 20cm)	A (R= 100cm)	Dose equivalent (mrem / hr)	G (R= 20cm)	H (R= 20cm)	H (R= 100cm)
0	45.0	2.95(±0.59)-03	3.27(±0.01)-03				
1	82.7	4.43(±0.59)-03	4.01(±0.44)-03	3.36(±0.22)-03	3.33(±0.35)-03	4.07(±0.15)-03	
2	131.0	1.36(±0.15)-02	5.51(±0.74)-03	1.30(±0.14)-02	1.09(±0.12)-02	6.55(±0.86)-03	
3	179.4	2.43(±0.24)-02	8.67(±0.12)-03	2.06(±0.20)-02	2.34(±0.24)-02	9.74(±1.03)-03	
4	227.7	3.22(±0.01)-02	1.30(±0.14)-02	2.40(±0.22)-02	2.63(±0.25)-02	1.09(±0.12)-02	
5	276.0	3.89(±0.30)-02	1.41(±0.15)-02	2.93(±0.27)-02	3.33(±0.30)-02	1.27(±0.13)-02	
6	324.4	4.51(±0.32)-02	1.62(±0.16)-02	3.63(±0.30)-02	4.31(±0.32)-02	1.39(±0.12)-02	
7	372.7	4.07(±0.32)-02	1.33(±0.15)-02	2.83(±0.26)-02	3.13(±0.27)-02	1.42(±0.12)-02	
8	421.0	1.79(±0.17)-02	1.04(±0.07)-02	1.62(±0.15)-02	1.77(±0.15)-02	8.50(±1.03)-03	

Table 10 Neutron dose equivalent rates around the cask
at the Z=324.4 cm and R=20 cm

Position (angle)	Dose equivalent (mrem / hr)
A	4.51 (± 0.32) -02
B	4.75 (± 0.35) -02
C	3.78 (± 0.30) -02
D	3.81 (± 0.12) -02
E	3.89 (± 0.30) -02
F	3.60 (± 0.30) -02
G	3.63 (± 0.30) -02
H	4.31 (± 0.31) -02

Table 11 Neutron dose equivalent rate at the Z=-40 cm
on the axis of the cask

	(mrem/hr)
Z (cm)	-40
axis	5.90 (± 0.07) -04

Table 12 Gamma-ray exposure dose rates along the A and E lines in the cask

z (cm)	Dose rate (R/hr)		z (cm)	Dose rate (R/hr)	
	A - line	E - line		A - line	E - line
9.5		1.74 + 1	269.5	1.12 + 4	1.35 + 4
24.5	1.01 + 2	1.12 + 2	284.5	1.15	1.41
34.5	2.55	2.47	294.5	1.14	
44.5	6.04	5.56	299.5		1.40
54.5		8.10	309.5	1.12	1.38
59.5	1.00 + 3	9.58	319.5	8.66 + 3	1.07
69.5	1.46	1.45 + 3	324.5	1.01 + 4	1.21
84.5	2.50	2.63	334.5	1.17	1.44
94.5	3.03	3.21	344.5	1.17	1.44
109.5	4.38	4.68	359.5	1.11	1.38
119.5	4.97	5.38	369.5	1.11	1.38
134.5	7.49	8.21	374.5	1.10	1.37
144.5	7.99	8.94	384.5	9.03 + 3	1.15
159.5	8.84	1.00 + 4	389.5	7.72	9.79 + 3
169.5	9.30	1.07	394.5	9.96	1.22
179.5	8.72	1.00	399.5	1.00 + 4	1.25
184.5	6.72	7.97 + 3	409.5	9.40 + 3	1.17
189.5	8.66	1.01 + 4	419.5	8.66	1.08
199.5	9.47	1.12	434.5	6.38	8.30 + 3
209.5	9.87	1.17	444.5	4.54	5.77
219.5	1.03 + 4	1.23	459.5	2.01	3.19
234.5	1.05	1.26	469.5		1.97
244.5	1.01	1.22	473.0	7.47 + 2	1.34
249.5	8.53 + 3	1.05			
259.5	1.03 + 4	1.24			

Table 13 Reaction rates of $^{235}\text{U}(\text{n},\text{f})$ without any Cd cover along the
A and E lines in the cask

Z (cm)	Reaction rate (1/sec)		2 (cm)	Reaction rate (1/sec)	
	A - line	E - line		A - line	E - line
59.5	3.78 (± 1.69)	-22	4.47 (± 0.61)	-22	284.5
84.5	1.43 (± 0.066)	-20	1.69 (± 0.072)	-20	294.5
109.5	1.40 (± 0.021)	-19	1.61 (± 0.022)	-19	309.5
134.5	4.19 (± 0.036)		4.73 (± 0.060)		319.5
149.5	5.71 (± 0.066)		6.70 (± 0.072)		334.5
159.5	6.64 (± 0.072)		7.85 (± 0.079)		349.5
174.5	7.67 (± 0.079)		9.30 (± 0.085)		359.5
184.5	5.58 (± 0.066)		6.83 (± 0.071)		374.5
194.5	8.34 (± 0.079)		1.00 (± 0.009)	-18	384.5
209.5	8.88 (± 0.085)		1.15 (± 0.009)		389.5
224.5	9.97 (± 0.085)		1.26 (± 0.009)		394.5
234.5	1.04 (± 0.009)	-18	1.31 (± 0.009)		399.5
249.5	9.00 (± 0.085)	-19	1.13 (± 0.009)		409.5
259.5	1.07 (± 0.009)	-18	1.38 (± 0.010)		419.5
269.5	1.25 (± 0.010)		1.60 (± 0.011)		434.5
					459.5
					3.12 (± 0.097)
					3.01 (± 0.10)
					-20

Table 14 Reaction rates of $^{232}\text{Th}(\text{n},\text{f})$ along the A and E lines in
the cask

Z (cm)	Reaction rate (1/sec)		
	A - line		E - line
134.5		1.59 (± 0.094)	-23
159.5	2.15 (± 0.61)	-23	2.76 (± 0.30)
234.5	3.97 (± 0.42)		4.67 (± 0.42)
284.5	4.15 (± 0.15)		5.94 (± 0.64)
349.5			5.64 (± 0.18)
399.5			4.12 (± 0.12)
434.5		1.80 (± 0.097)	

Table 15 Vertical distributions of the gamma-ray exposure dose rate at
the R=0 cm on the A, B, C, D, E, F, G, and H directions

(mR/hr)

Pos.	z (cm)	A	B	C	D	E	F	G	H
-3	-100.0	0.419 (+0.008)	0.445 (+0.002)	0.475 (+0.009)	0.425 (+0.016)	0.391 (+0.007)	0.385 (+0.002)	0.425 (+0.011)	
-2	-40.0	0.702 (+0.033)	0.705 (+0.019)	0.686 (+0.031)	0.753 (+0.067)	0.743 (+0.003)	0.707 (+0.053)	0.562 (+0.038)	0.742 (+0.009)
-1	0.0	2.53 (+0.507)	3.23 (+0.773)	2.39 (+0.549)	3.14 (+0.560)	3.12 (+0.691)	3.89 (+0.840)	3.22 (+0.608)	3.37 (+0.680)
0	45.0	30.8 (+7.94)	14.9 (+3.30)	14.3 (+2.54)	12.1 (+2.53)	28.2 (+5.48)	13.5 (+1.81)	14.6 (+2.90)	20.9 (+3.90)
1	82.7	1.24 (+0.044)	1.17 (+0.145)	1.29 (+0.134)	1.16 (+0.078)	1.24 (+0.036)	1.18 (+0.106)	1.07 (+0.077)	1.19 (+0.106)
2	131.0	2.84 (+0.059)	2.67 (+0.026)	2.99 (+0.133)	2.94 (+0.017)	2.89 (+0.094)	2.68 (+0.103)	2.60 (+0.098)	2.56 (+0.054)
3	179.4	4.02 (+0.085)	3.33 (+0.092)	3.32 (+0.177)	3.34 (+0.008)	3.82 (+0.346)	2.88 (+0.043)	2.82 (+0.061)	3.23 (+0.054)
4	227.7	4.20 (+0.146)	3.44 (+0.015)	3.21 (+0.015)	3.21 (+0.199)	3.76 (+0.046)	2.77 (+0.009)	2.61 (+0.055)	3.35 (+0.092)
5	276.0	4.21 (+0.108)	3.47 (+0.046)	2.99 (+0.292)	3.31 (+0.131)	3.61 (+0.108)	2.58 (+0.054)	2.17 (+0.059)	2.73 (+0.278)
6	324.4	4.71 (+0.021)	3.72 (+0.292)	3.51 (+0.069)	3.73 (+0.000)	3.60 (+0.377)	2.97 (+0.067)	2.60 (+0.047)	3.35 (+0.069)
7	372.7	4.45 (+0.100)	3.41 (+0.138)	3.52 (+0.015)	3.52 (+0.008)	3.80 (+0.039)	2.91 (+0.071)	2.37 (+0.077)	3.25 (+0.016)
8	421.0	3.42 (+0.200)	2.68 (+0.007)	2.80 (+0.021)	2.75 (+0.035)	3.21 (+0.061)	2.18 (+0.107)	2.41 (+0.485)	2.35 (+0.138)
9	462.0	0.885 (+0.224)	0.754 (+0.145)	0.775 (+0.124)	0.671 (+0.152)	0.828 (+0.199)	0.571 (+0.142)	0.608 (+0.099)	0.708 (+0.130)

Table 16 Vertical distributions of the gamma-ray exposure dose rate
at the R=100 cm on the A, E, G, and H directions

POS.	Z (cm)	(mR/hr)			
		A	E	G	H
-2	-40.0	0.951 (± 0.019)	1.23 (± 0.022)	1.38 (± 0.038)	1.15 (± 0.043)
-1	0.0	2.43 (± 0.039)	1.31 (± 0.030)	2.31 (± 0.006)	2.32 (± 0.132)
0	45.0	3.00 (± 0.161)	1.59 (± 0.053)	1.90 (± 0.024)	2.03 (± 0.018)
1	82.7	1.75 (± 0.075)	1.55 (± 0.064)	1.18 (± 0.016)	1.12 (± 0.023)
2	131.0	1.14 (± 0.025)	1.35 (± 0.032)	0.923 (± 0.004)	0.878 (± 0.046)
3	179.4	1.32 (± 0.047)	1.54 (± 0.036)	1.01 (± 0.012)	1.06 (± 0.007)
4	227.7	1.41 (± 0.026)	1.31 (± 0.047)	0.986 (± 0.101)	1.06 (± 0.019)
5	276.0	1.48 (± 0.019)	1.46 (± 0.013)	0.901 (± 0.005)	1.05 (± 0.024)
6	324.4	1.46 (± 0.008)	1.13 (± 0.052)	0.866 (± 0.034)	1.05 (± 0.039)
7	372.7	1.22 (± 0.025)	1.35 (± 0.041)	0.850 (± 0.002)	0.942 (± 0.003)
8	421.0	0.942 (± 0.008)	1.25 (± 0.024)	0.642 (± 0.037)	0.715 (± 0.004)
9	462.0	0.495 (± 0.020)	1.49 (± 0.036)	0.377 (± 0.003)	0.422 (± 0.00)

Table 17 Gamma-ray exposure dose rate at the positions of 22 and 44 cm
from the axis on the upper surface of the cask

Radius	A	B	C	D	E	F	G	H
22 cm	2.08 (± 0.189)	1.03 (± 0.117)	0.880 (± 0.123)	0.990 (± 0.057)	1.63 (± 0.118)	1.37 (± 0.182)	0.758 (± 0.134)	1.48 (± 0.194)
44 cm	1.84 (± 0.028)	1.78 (± 0.104)	2.36 (± 0.068)	2.260 (± 0.170)	2.33 (± 0.026)	2.14 (± 0.252)	2.39 (± 0.289)	2.03 (± 0.154)

Table 18 Gamma-ray exposure dose rate at the Z=0 cm, -40 cm and -100 cm
along the axis of the cask

Z (cm)	axis	0	-40	-100
		1.07 (± 0.085)	0.668 (± 0.026)	0.404 (± 0.005)

Table 19 Gamma-ray energy spectrum at the Z=276 cm and R=20 cm on the
A direction

Energy (MeV)	Φ_{lower}	Φ_{upper}	Φ_{average}	Energy (MeV)	Φ_{lower}	Φ_{upper}	Φ_{average}
0.900E+06	1	0.497E+03	0.541E+03	0.519E+03	0.510E+07	43	0.557E+00
0.100E+07	2	0.485E+03	0.505E+03	0.495E+03	0.520E+07	44	0.539E+00
0.110E+07	3	0.407E+03	0.433E+03	0.420E+03	0.530E+07	45	0.520E+00
0.120E+07	4	0.674E+03	0.697E+03	0.686E+03	0.540E+07	46	0.500E+00
0.130E+07	5	0.571E+03	0.594E+03	0.582E+03	0.550E+07	47	0.483E+00
0.140E+07	6	0.426E+03	0.451E+03	0.439E+03	0.560E+07	48	0.466E+00
0.150E+07	7	0.440E+03	0.466E+03	0.453E+03	0.570E+07	49	0.450E+00
0.160E+07	8	0.330E+03	0.352E+03	0.341E+03	0.580E+07	50	0.437E+00
0.170E+07	9	0.285E+03	0.303E+03	0.294E+03	0.590E+07	51	0.425E+00
0.180E+07	10	0.244E+03	0.256E+03	0.250E+03	0.600E+07	52	0.417E+00
0.190E+07	11	0.282E+03	0.292E+03	0.287E+03	0.610E+07	53	0.412E+00
0.200E+07	12	0.322E+03	0.327E+03	0.324E+03	0.620E+07	54	0.413E+00
0.210E+07	13	0.281E+03	0.286E+03	0.284E+03	0.630E+07	55	0.415E+00
0.220E+07	14	0.158E+03	0.160E+03	0.159E+03	0.640E+07	56	0.420E+00
0.230E+07	15	0.323E+02	0.355E+02	0.339E+02	0.650E+07	57	0.428E+00
0.240E+07	16	0.271E+02	0.290E+02	0.281E+02	0.660E+07	58	0.435E+00
0.250E+07	17	0.621E+02	0.644E+02	0.633E+02	0.670E+07	59	0.444E+00
0.260E+07	18	0.472E+02	0.490E+02	0.481E+02	0.680E+07	60	0.453E+00
0.270E+07	19	0.121E+02	0.131E+02	0.126E+02	0.690E+07	61	0.462E+00
0.280E+07	20	-0.528E+01	-0.425E+01	-0.477E+01	0.700E+07	62	0.472E+00
0.290E+07	21	-0.593E+01	-0.507E+01	-0.550E+01	0.710E+07	63	0.481E+00
0.300E+07	22	-0.124E+01	-0.156E+01	-0.124E+01	0.720E+07	64	0.490E+00
0.310E+07	23	0.123E+01	0.178E+01	0.151E+01	0.730E+07	65	0.496E+00
0.320E+07	24	0.272E+01	0.316E+01	0.294E+01	0.740E+07	66	0.500E+00
0.330E+07	25	0.306E+01	0.338E+01	0.322E+01	0.750E+07	67	0.499E+00
0.340E+07	26	0.274E+01	0.297E+01	0.285E+01	0.760E+07	68	0.494E+00
0.350E+07	27	0.215E+01	0.232E+01	0.224E+01	0.770E+07	69	0.484E+00
0.360E+07	28	0.157E+01	0.169E+01	0.163E+01	0.780E+07	70	0.469E+00
0.370E+07	29	0.111E+01	0.123E+01	0.117E+01	0.790E+07	71	0.449E+00
0.380E+07	30	0.839E+00	0.946E+00	0.892E+00	0.800E+07	72	0.426E+00
0.390E+07	31	0.705E+00	0.756E+00	0.715E+00	0.850E+07	73	0.400E+00
0.400E+07	32	0.663E+00	0.755E+00	0.709E+00	0.820E+07	74	0.372E+00
0.410E+07	33	0.663E+00	0.746E+00	0.704E+00	0.830E+07	75	0.344E+00
0.420E+07	34	0.672E+00	0.750E+00	0.711E+00	0.840E+07	76	0.317E+00
0.430E+07	35	0.676E+00	0.754E+00	0.715E+00	0.850E+07	77	0.291E+00
0.440E+07	36	0.672E+00	0.749E+00	0.711E+00	0.860E+07	78	0.268E+00
0.450E+07	37	0.661E+00	0.736E+00	0.699E+00	0.870E+07	79	0.248E+00
0.460E+07	38	0.646E+00	0.718E+00	0.682E+00	0.880E+07	80	0.232E+00
0.470E+07	39	0.630E+00	0.699E+00	0.664E+00	0.890E+07	81	0.219E+00
0.480E+07	40	0.612E+00	0.680E+00	0.646E+00	0.900E+07	82	0.209E+00
0.490E+07	41	0.594E+00	0.663E+00	0.628E+00	0.910E+07	83	0.202E+00
0.500E+07	42	0.575E+00	0.646E+00	0.611E+00			0.210E+00

Table 20 Gamma-ray energy spectrum at the Z=276 cm and R=20 cm on the
E direction

Energy (MeV)	ϕ_{lower}	ϕ_{upper}	ϕ_{average}	Energy (MeV)	ϕ_{lower}	ϕ_{upper}	ϕ_{average}
0. 900E+06	1	0. 474E+03	0. 541E+03	0. 507E+03	0. 660E+07	58	0. 384E+00
0. 100E+07	2	0. 360E+03	0. 388E+03	0. 374E+03	0. 670E+07	59	0. 388E+00
0. 110E+07	3	0. 456E+03	0. 482E+03	0. 469E+03	0. 680E+07	60	0. 393E+00
0. 120E+07	4	0. 575E+03	0. 603E+03	0. 589E+03	0. 690E+07	61	0. 400E+00
0. 130E+07	5	0. 400E+03	0. 420E+03	0. 410E+03	0. 700E+07	62	0. 407E+00
0. 140E+07	6	0. 495E+03	0. 505E+03	0. 500E+03	0. 710E+07	63	0. 413E+00
0. 150E+07	7	0. 284E+03	0. 304E+03	0. 294E+03	0. 720E+07	64	0. 417E+00
0. 160E+07	8	0. 267E+03	0. 285E+03	0. 276E+03	0. 730E+07	65	0. 420E+00
0. 170E+07	9	0. 308E+03	0. 320E+03	0. 314E+03	0. 740E+07	66	0. 419E+00
0. 180E+07	10	0. 132E+03	0. 142E+03	0. 137E+03	0. 750E+07	67	0. 415E+00
0. 190E+07	11	0. 294E+03	0. 302E+03	0. 298E+03	0. 760E+07	68	0. 407E+00
0. 200E+07	12	0. 250E+03	0. 255E+03	0. 253E+03	0. 770E+07	69	0. 419E+00
0. 210E+07	13	0. 156E+03	0. 161E+03	0. 159E+03	0. 780E+07	70	0. 385E+00
0. 220E+07	14	0. 119E+03	0. 122E+03	0. 121E+03	0. 790E+07	71	0. 371E+00
0. 230E+07	15	0. 589E+02	0. 619E+02	0. 604E+02	0. 800E+07	72	0. 357E+00
0. 240E+07	16	0. 163E+02	0. 186E+02	0. 175E+02	0. 810E+07	73	0. 344E+00
0. 250E+07	17	0. 125E+02	0. 139E+02	0. 132E+02	0. 820E+07	74	0. 331E+00
0. 260E+07	18	0. 173E+02	0. 184E+02	0. 178E+02	0. 830E+07	75	0. 319E+00
0. 270E+07	19	0. 128E+02	0. 135E+02	0. 131E+02	0. 840E+07	76	0. 309E+00
0. 280E+07	20	0. 447E+01	0. 502E+01	0. 474E+01	0. 850E+07	77	0. 300E+00
0. 290E+07	21	-0. 205E+00	0. 366E+00	-0. 804E-01	0. 860E+07	78	0. 293E+00
0. 300E+07	22	-0. 690E+00	-0. 205E+00	-0. 447E+00	0. 870E+07	79	0. 286E+00
0. 310E+07	23	0. 435E+00	0. 813E+00	0. 624E+00	0. 880E+07	80	0. 280E+00
0. 320E+07	24	0. 140E+01	0. 170E+01	0. 155E+01	0. 890E+07	81	0. 274E+00
0. 330E+07	25	0. 172E+01	0. 204E+01	0. 188E+01	0. 900E+07	82	0. 268E+00
0. 340E+07	26	0. 161E+01	0. 192E+01	0. 176E+01	0. 910E+07	83	0. 262E+00
0. 350E+07	27	0. 132E+01	0. 160E+01	0. 146E+01	0. 510E+07	43	0. 479E+00
0. 360E+07	28	0. 102E+01	0. 127E+01	0. 114E+01	0. 520E+07	44	0. 448E+00
0. 370E+07	29	0. 799E+00	0. 101E+01	0. 903E+00	0. 530E+07	45	0. 423E+00
0. 380E+07	30	0. 667E+00	0. 842E+00	0. 755E+00	0. 540E+07	46	0. 405E+00
0. 390E+07	31	0. 611E+00	0. 755E+00	0. 683E+00	0. 550E+07	47	0. 394E+00
0. 400E+07	32	0. 600E+00	0. 723E+00	0. 661E+00	0. 560E+07	48	0. 388E+00
0. 410E+07	33	0. 614E+00	0. 716E+00	0. 665E+00	0. 570E+07	49	0. 385E+00
0. 420E+07	34	0. 636E+00	0. 717E+00	0. 676E+00	0. 580E+07	50	0. 384E+00
0. 430E+07	35	0. 652E+00	0. 720E+00	0. 686E+00	0. 590E+07	51	0. 383E+00
0. 440E+07	36	0. 656E+00	0. 722E+00	0. 689E+00	0. 600E+07	52	0. 383E+00
0. 450E+07	37	0. 651E+00	0. 714E+00	0. 682E+00	0. 610E+07	53	0. 381E+00
0. 460E+07	38	0. 637E+00	0. 696E+00	0. 667E+00	0. 620E+07	54	0. 380E+00
0. 470E+07	39	0. 614E+00	0. 670E+00	0. 642E+00	0. 630E+07	55	0. 380E+00
0. 480E+07	40	0. 585E+00	0. 639E+00	0. 612E+00	0. 640E+07	56	0. 381E+00
0. 490E+07	41	0. 550E+00	0. 606E+00	0. 578E+00	0. 650E+07	57	0. 381E+00
0. 500E+07	42	0. 514E+00	0. 571E+00	0. 542E+00			

Table 21 Reaction rates of ${}^3\text{He}(n,p)$ with and without a Cd cover at
the R=20 cm and 100 cm along the A and G lines

Pos. No.	Z (cm)	A-line						G-line					
		R = 20cm			R = 100cm			R = 20cm			R = 20cm		
		Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered	Bare	Cd-covered
-2	-40.0	2.78	-22	1.52	-23	2.99	-22	2.56	-22	2.25	-23	2.25	-23
-1	0.0	3.18	3.43	3.06	3.06	3.53	-23	2.13	2.13	3.23	3.23	3.23	3.23
0	45.0	2.81	5.60	5.27	5.27	4.12	4.12	4.88	4.88	4.88	4.88	4.88	4.88
1	82.7	8.52	4.63	8.19	6.46	9.86	9.86	5.65	5.65	5.65	5.65	5.65	5.65
2	131.0	2.87	-21	1.42	-22	1.26	-21	8.04	8.04	2.81	-21	1.76	-22
3	179.4	4.17	2.24	1.66	1.66	9.43	9.43	3.53	3.53	1.57	1.57	1.57	1.57
4	227.7	4.29	2.46	2.02	2.02	9.91	9.91	2.42	2.42	1.34	1.34	1.34	1.34
5	276.0	4.83	2.66	2.18	2.18	1.43	-22	2.64	2.64	1.76	1.76	1.76	1.76
6	324.4	5.41	3.24	2.17	2.17	1.21	1.21	3.16	3.16	1.75	1.75	1.75	1.75
7	372.7	5.03	2.57	1.91	1.91	9.91	-23	2.72	2.72	1.39	1.39	1.39	1.39
8	421.0	2.70	1.79	1.31	1.31	8.76	8.76	1.55	1.55	1.03	1.03	1.03	1.03

Table 22 Reaction rates of ${}^3\text{He}(n,p)$ with and without a Cd cover at the
 $R=100$ cm along the H line

(1/sec)

Position		H - line			
Pos. No.	Z (cm)	Bare	Cd-covered		
-2	-40.0	2.52	-22	2.48	-23
-1	0.0	2.55		3.11	
0	45.0	3.34		4.07	
1	82.7	8.19		4.88	
2	131.0	2.99	-21	1.49	-22
3	179.4	3.57		2.10	
4	227.7	3.38		2.22	
5	276.0	3.44		2.15	
6	324.4	4.18		2.46	
7	372.7	3.79		2.36	
8	421.0	2.16		1.44	

Table 23 Reaction rates of ${}^3\text{He}(n,p)$ with and without a Cd cover around
the cask at the $Z=324$ cm and $R=20$ cm

(1/sec)

Pos. (angle)	Bare	Cd-covered	
A (0°)	5.41	-21	3.24 -22
B (45°)	3.80		2.07
C (90°)	2.67		1.74
D (135°)	4.10		2.38
E (180°)	5.12		3.19
F (225°)	3.89		2.19
G (270°)	3.16		1.75
H (315°)	4.18		2.46

Table 24 Reaction rates of ${}^3\text{He}(n,p)$ with and without a Cd cover at the $Z=40$ cm on the axis of the cask
(1/sec)

	Z (cm)	Bare	Cd-covered
-40	2.41	-22	1.91 -23

Table 25 Neutron dose equivalent rates at the $R=20$ cm and 100 cm along the A, G, and H lines

Pos. No.	Z (cm)	A ($R=20$ cm)	Dose equivalent (mrem / hr)			
			A ($R=100$ cm)	G ($R=20$ cm)	H ($R=20$ cm)	H ($R=100$ cm)
0	45.0	1.77 (± 0.09) -02	1.24 (± 0.21) -02			1.56 (± 0.15) -02
1	82.7	2.33 (± 0.27) -02	1.98 (± 0.27) -02	2.12 (± 0.20) -02	1.83 (± 0.19) -02	
2	131.0	7.85 (± 0.53) -02	3.57 (± 0.35) -02	7.58 (± 0.62) -02	8.53 (± 0.53) -02	3.27 (± 0.30) -02
3	179.4	1.31 (± 0.08) -01	5.37 (± 0.41) -02	1.09 (± 0.07) -01	1.12 (± 0.03) -01	3.33 (± 0.32) -02
4	227.7	1.58 (± 0.09) -01	4.87 (± 0.50) -02	8.02 (± 0.62) -02	1.15 (± 0.03) -01	4.99 (± 0.41) -02
5	276.0	1.93 (± 0.08) -01	7.61 (± 0.62) -02	9.79 (± 0.71) -02	1.27 (± 0.06) -01	5.40 (± 0.35) -02
6	324.4	1.98 (± 0.08) -01	5.66 (± 0.53) -02	9.79 (± 0.71) -02	1.52 (± 0.07) -01	5.63 (± 0.38) -02
7	372.7	1.76 (± 0.08) -01	5.34 (± 0.41) -02	8.79 (± 0.65) -02	1.19 (± 0.06) -01	4.66 (± 0.38) -02
8	421.0	8.61 (± 0.65) -02	4.63 (± 0.47) -02	6.34 (± 0.56) -02		

Table 26 Neutron dose equivalent rates around the cask
at the Z=324.4 cm and R=20 cm

Position (angle)	Dose equivalent (mrem / hr)
A	1.98 (± 0.08) -01
B	1.38 (± 0.09) -01
C	1.22 (± 0.09) -01
D	1.45 (± 0.09) -01
E	1.82 (± 0.12) -01
F	1.36 (± 0.09) -01
G	9.79 (± 0.71) -02
H	1.52 (± 0.07) -01

Table 27 Neutron dose equivalent rates at the Z=-40 cm
on the axis of the cask

	(mrem/hr)
Z (cm)	-40
axis	4.60 (± 0.89) -03

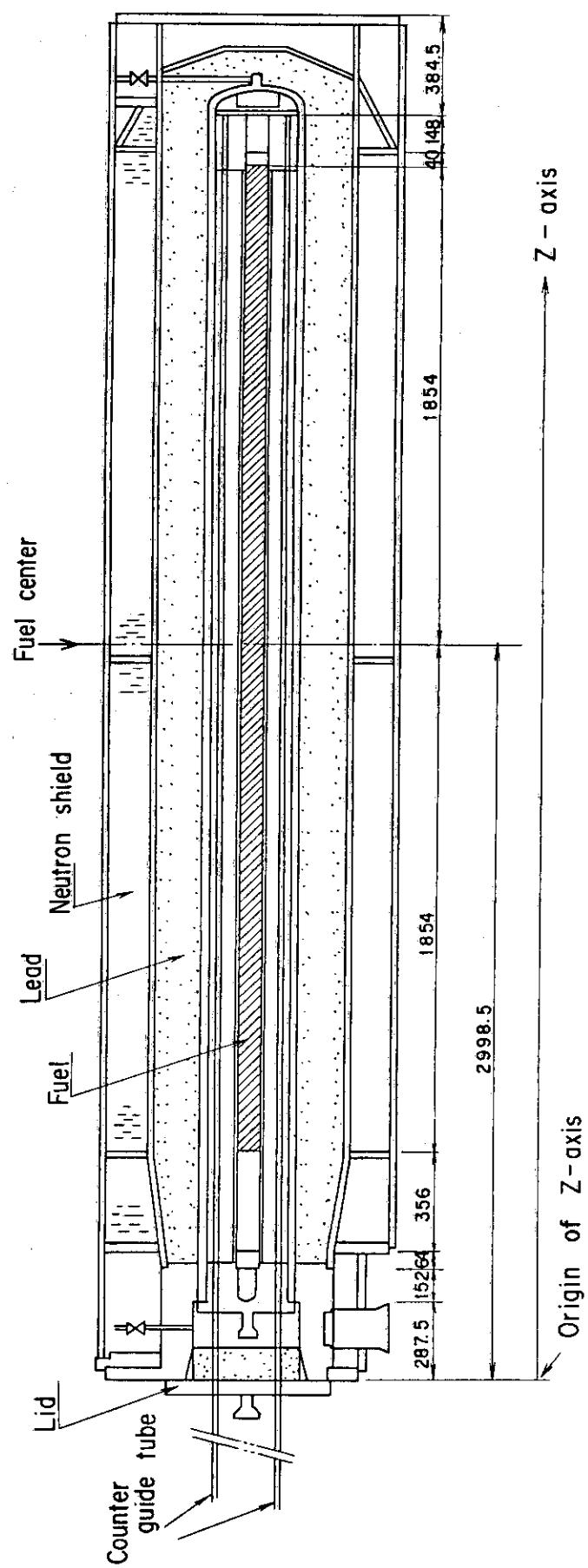


Fig. 1 The assembly plan of the NH-25 cask containing the BWR fuel assemblies

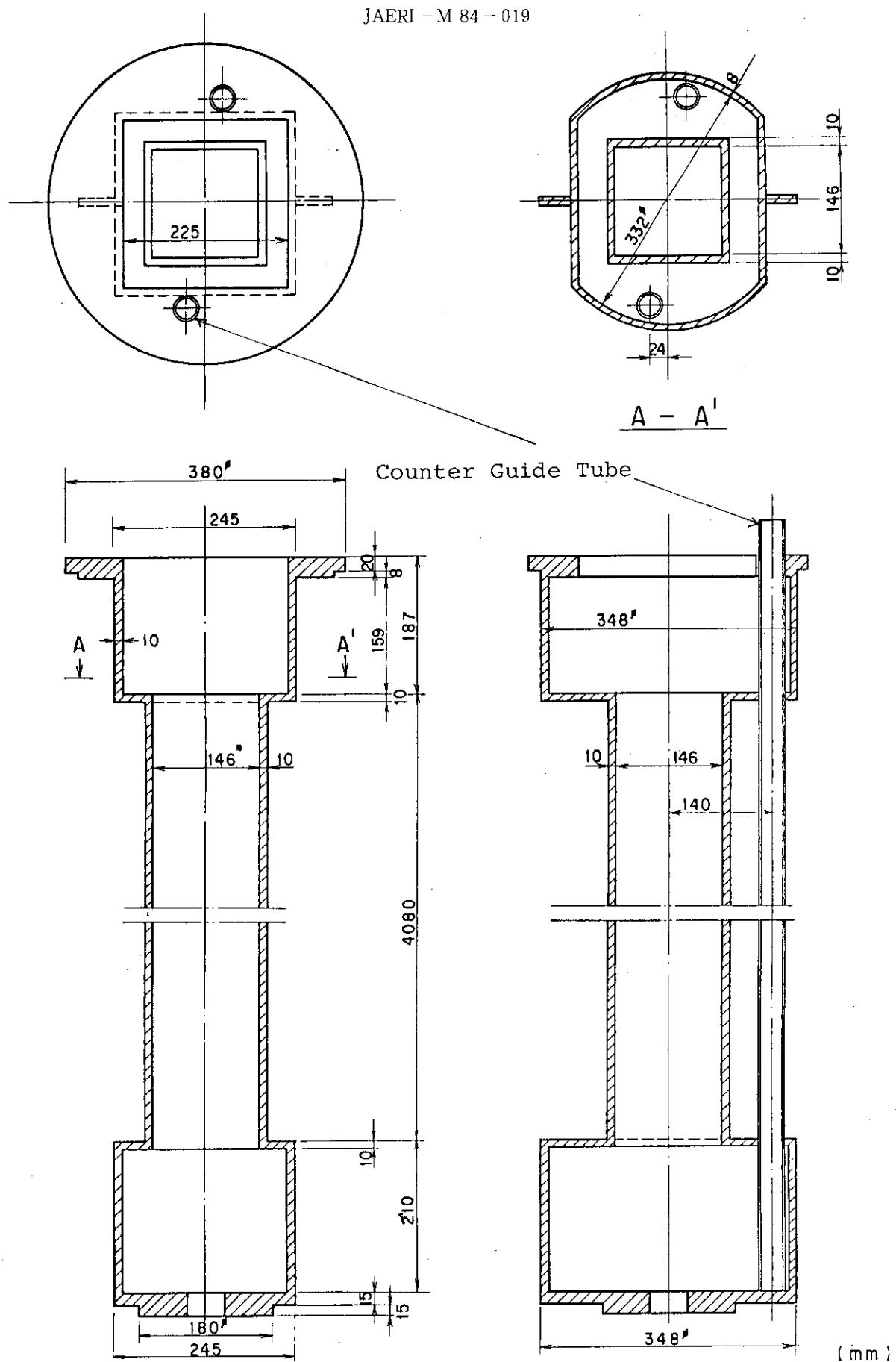


Fig. 2 Cross sectional view of the experimental basket for a BWR fuel assembly

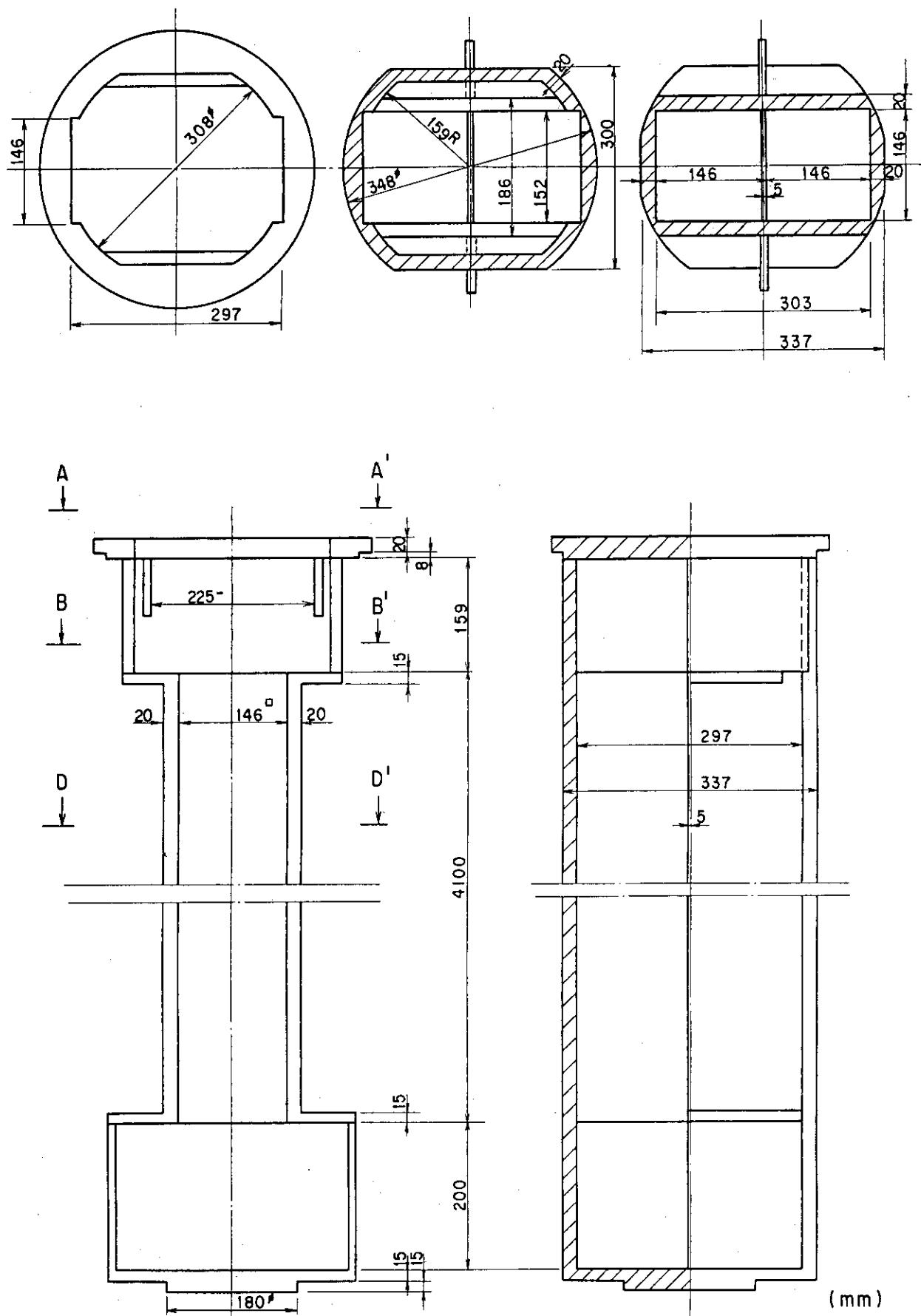


Fig. 3 Cross sectional view of the standard basket for two BWR fuel assemblies

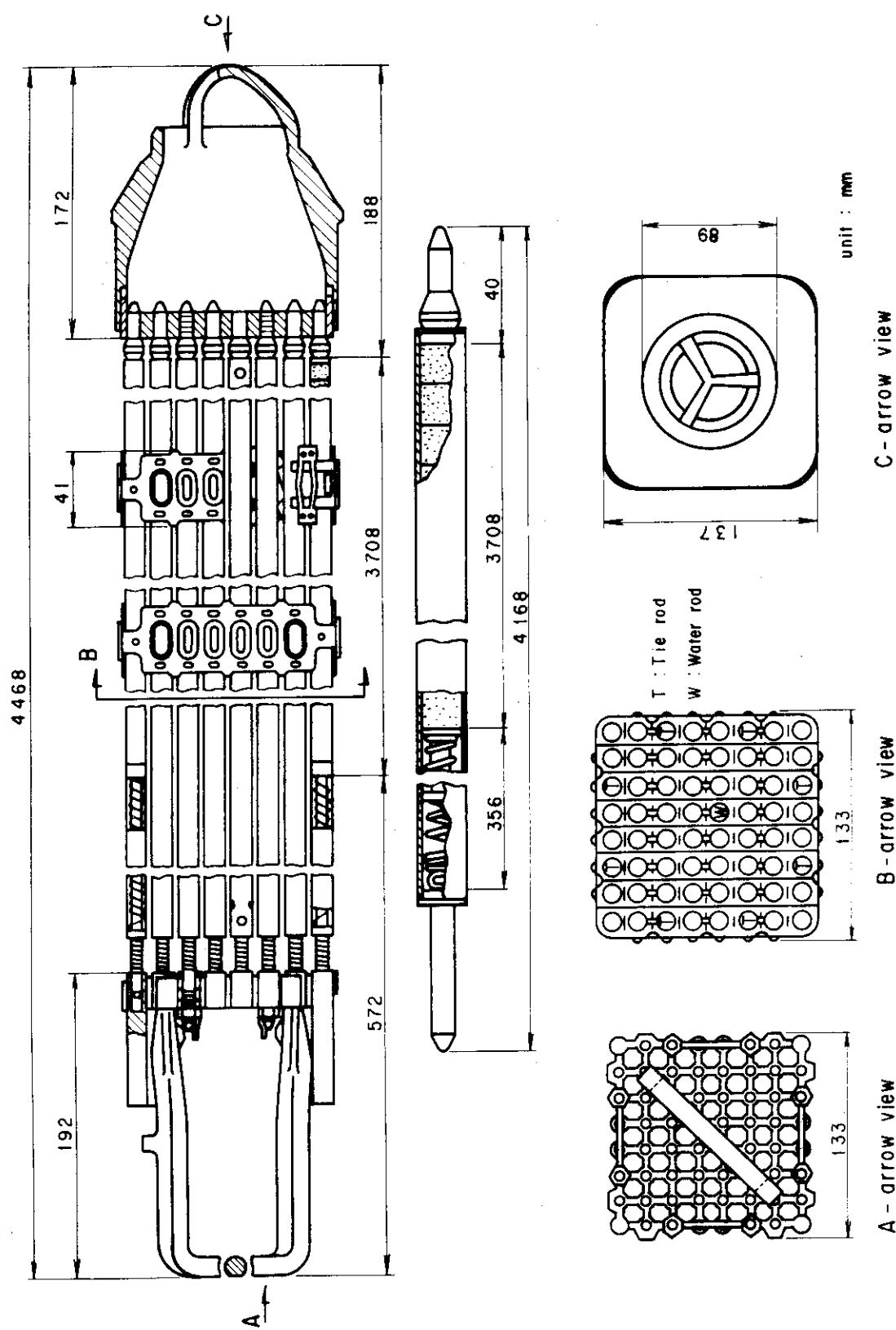


Fig. 4 Cross sectional view of a BWR fuel assembly used for the present experiment

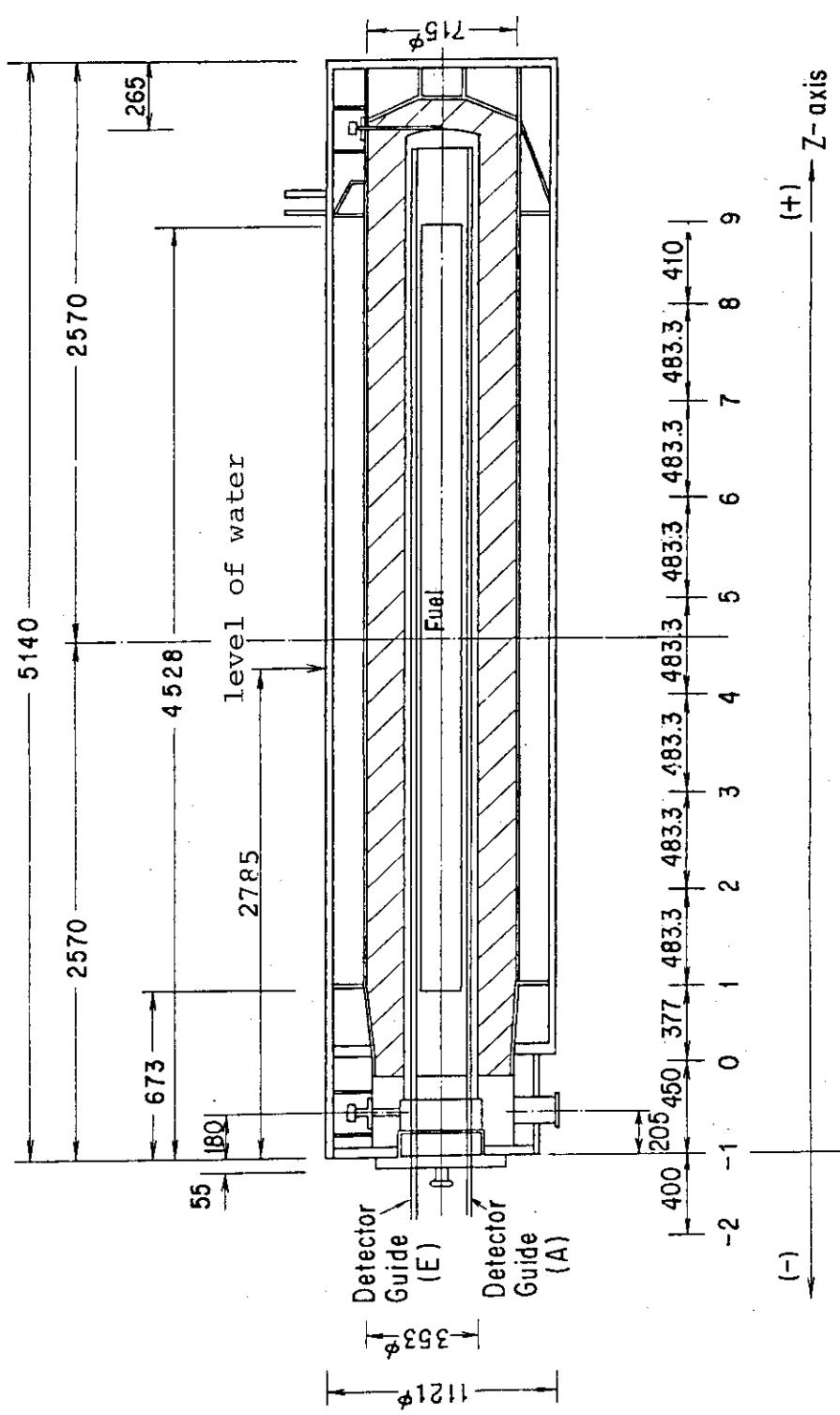
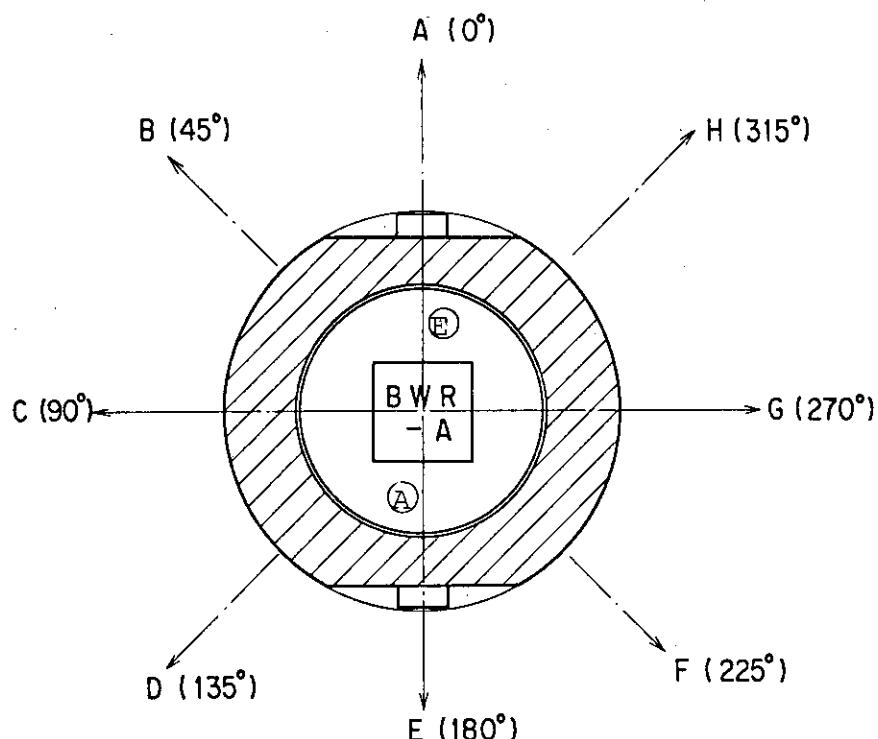
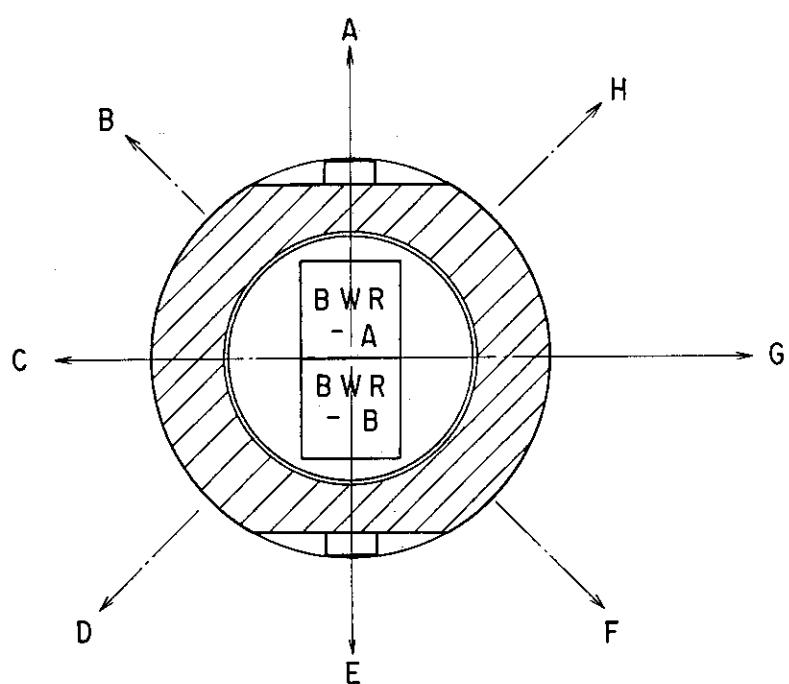


Fig. 5 The vertical plan for the measurements, where the origin of \mathbf{z} -axis is placed on the upper surface of the cask



Radial plan for a BWR fuel assembly



Radial plan for two fuel assemblies

Fig. 6 The radial plan for the measurements containing a BWR fuel assembly and two BWR fuel assemblies in the cask, where the distance of R direction is measured from the surface of the cask and each angle between the neighbouring directions from A to G is equal to the 45°

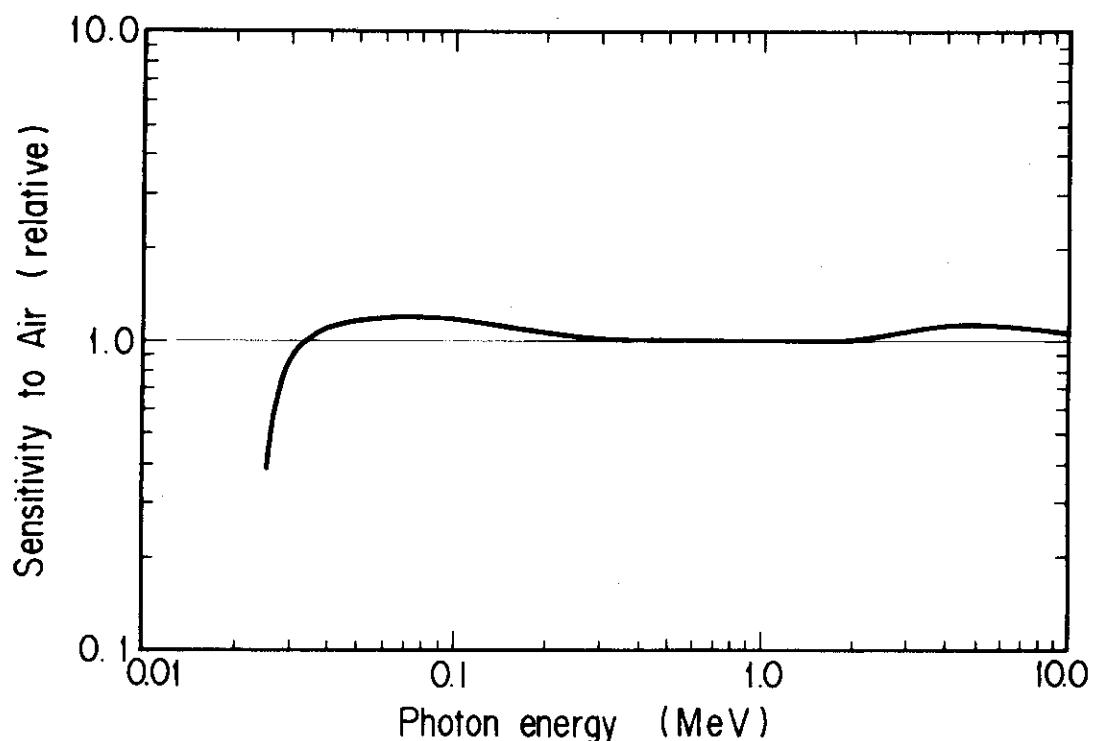
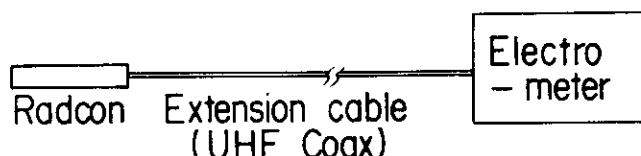


Fig. 7 Energy response of the UD-200S TLD to gamma rays normalized to that of air



Radcon : Model 500 - 6A
Electrometer : Model 500

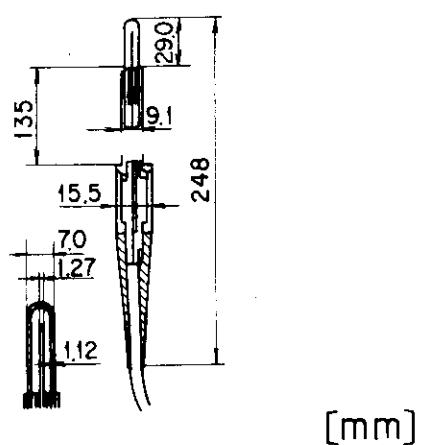


Fig. 8 Model 500-6A type Radcon dosimeter

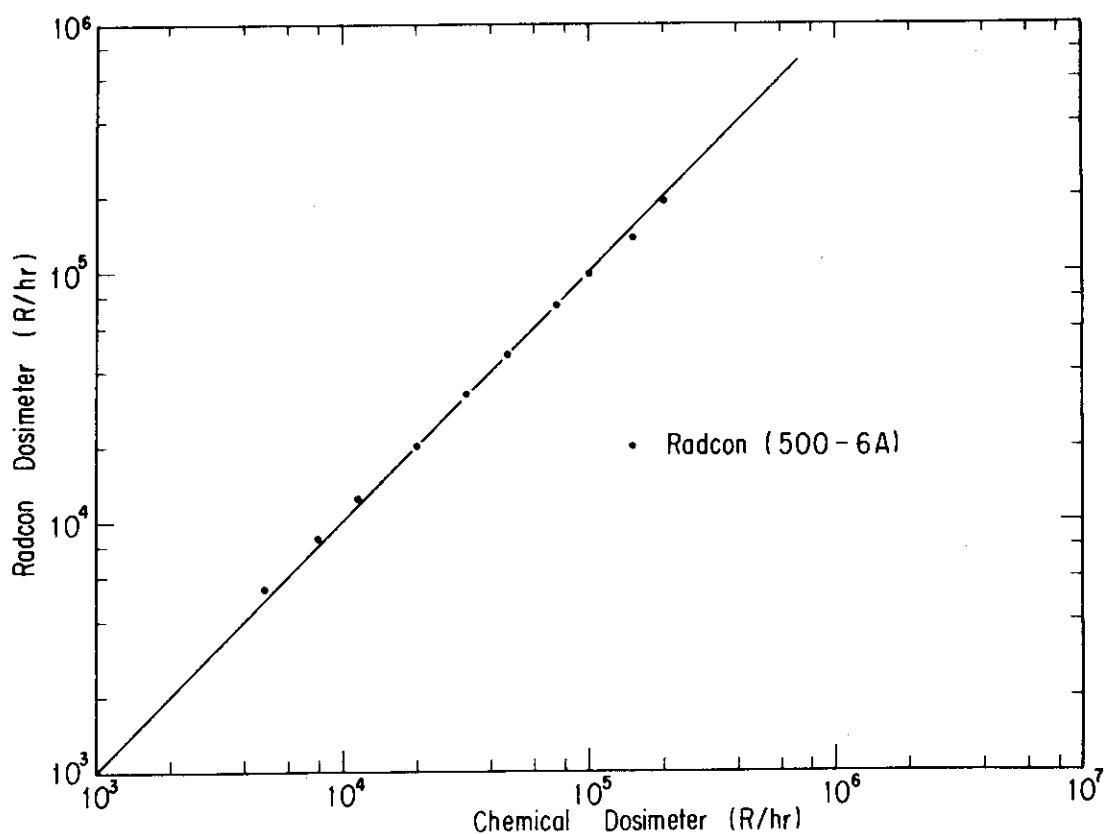


Fig. 9 Calibration curve of the 500-6A type Radcon dosimeter for a Fricke dosimeter

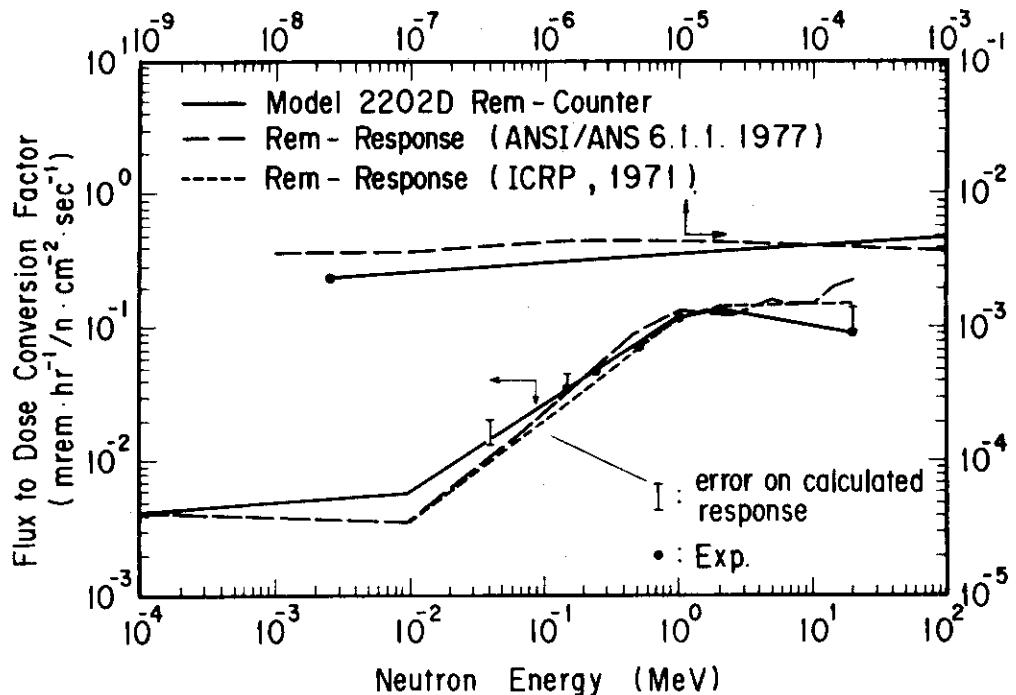


Fig. 10 Neutron flux to dose conversion factors recommended by ICRP and ANISI/ANS, and the energy response of Studsvik 2202D rem counter

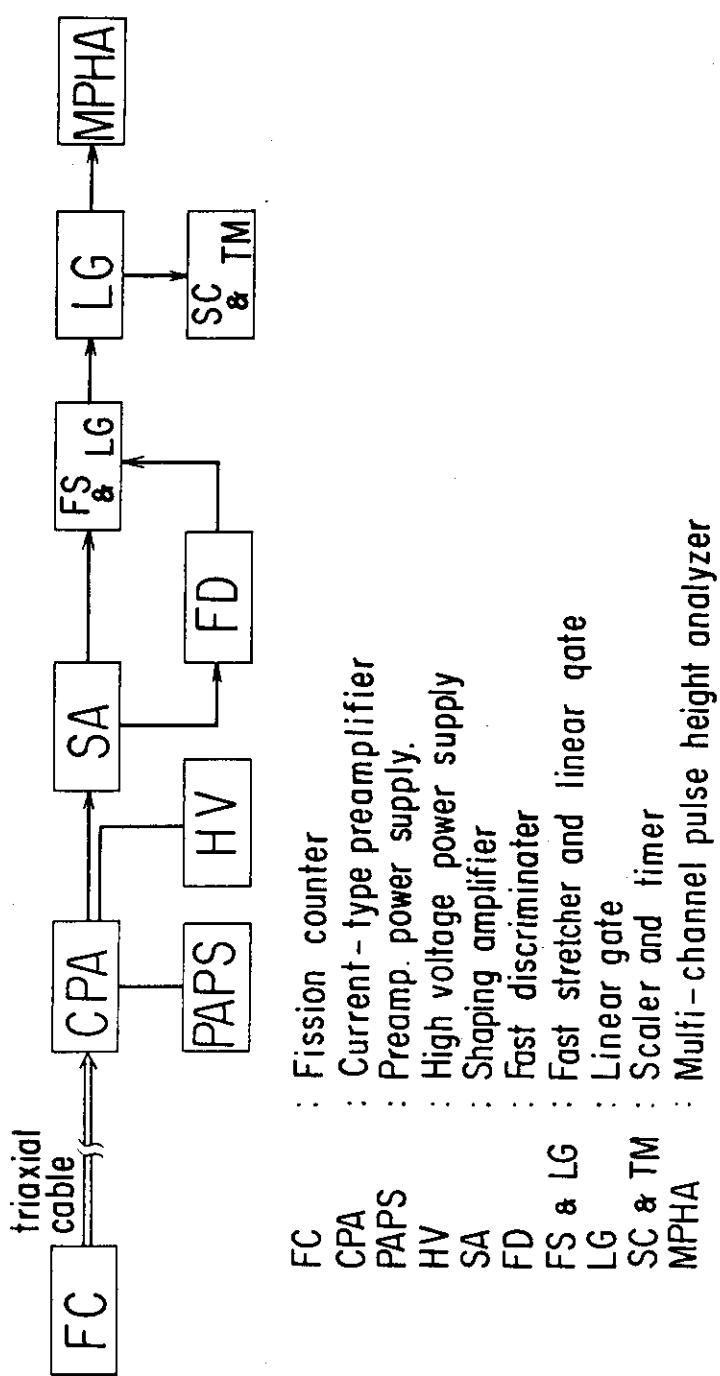


Fig. 11 Block diagram of the ^{235}U and ^{232}Th fission counters for neutron measurements in the cask

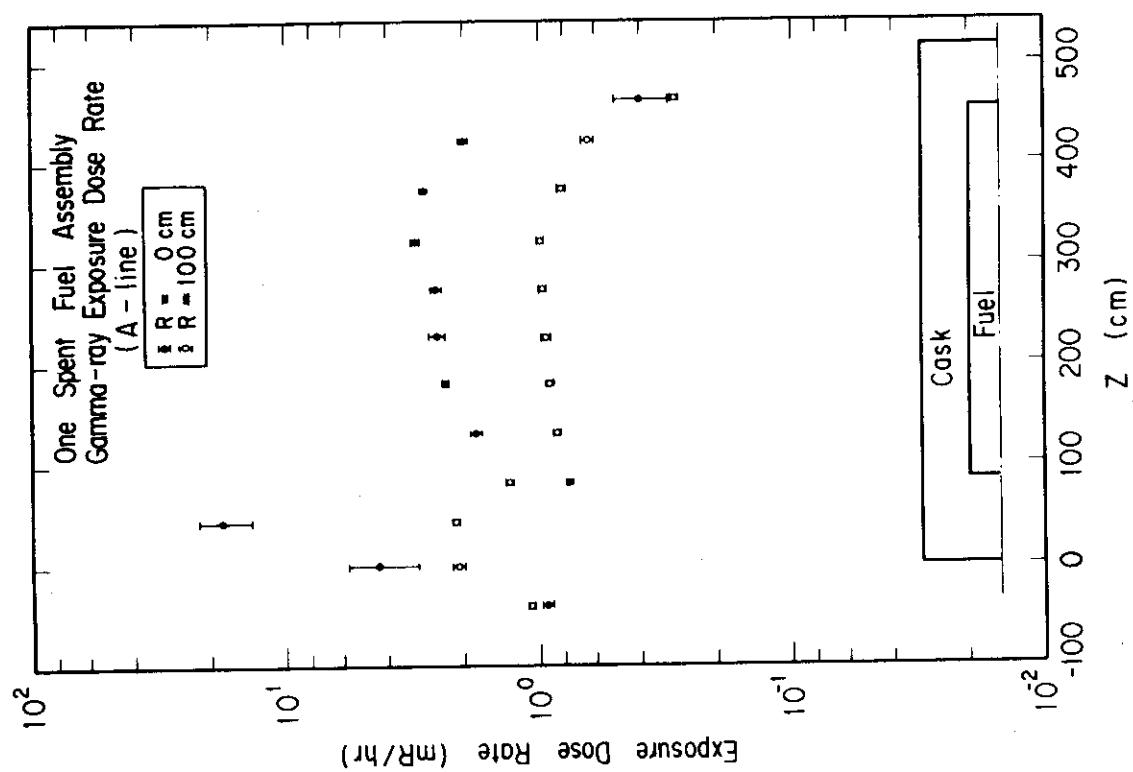


Fig. 12 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the A line at the R=0 cm and 100 cm

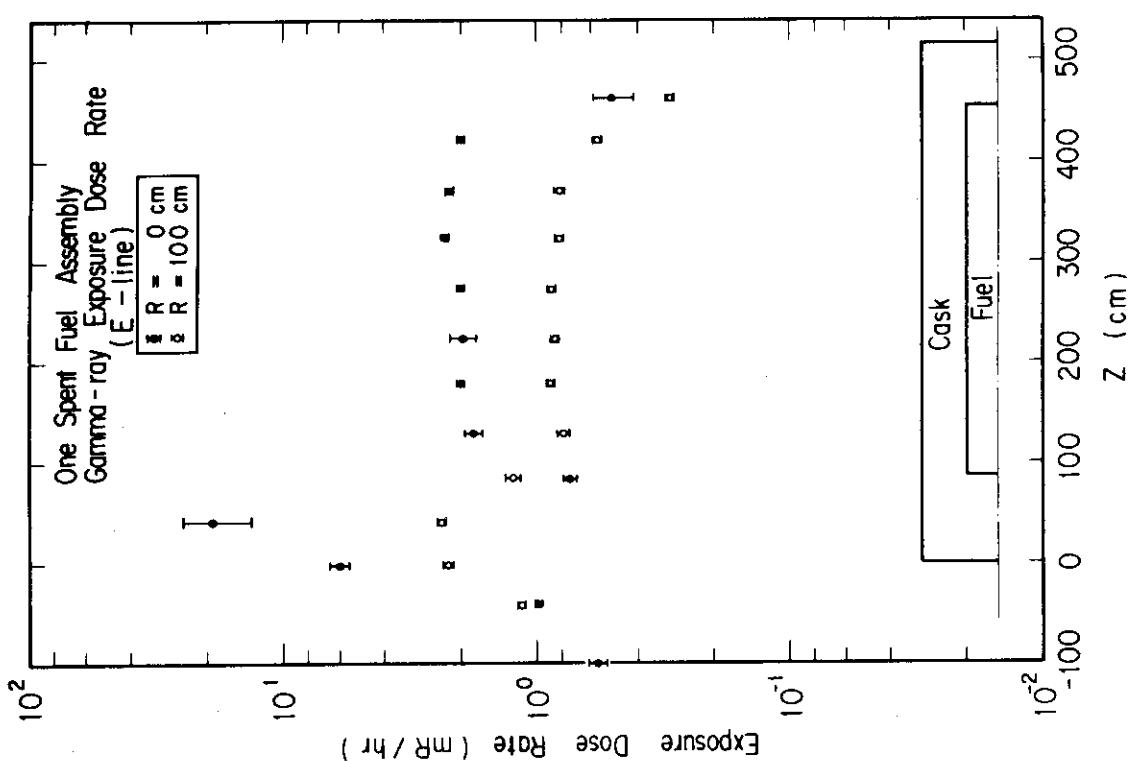


Fig. 13 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the E line at the R=0 cm and 100 cm

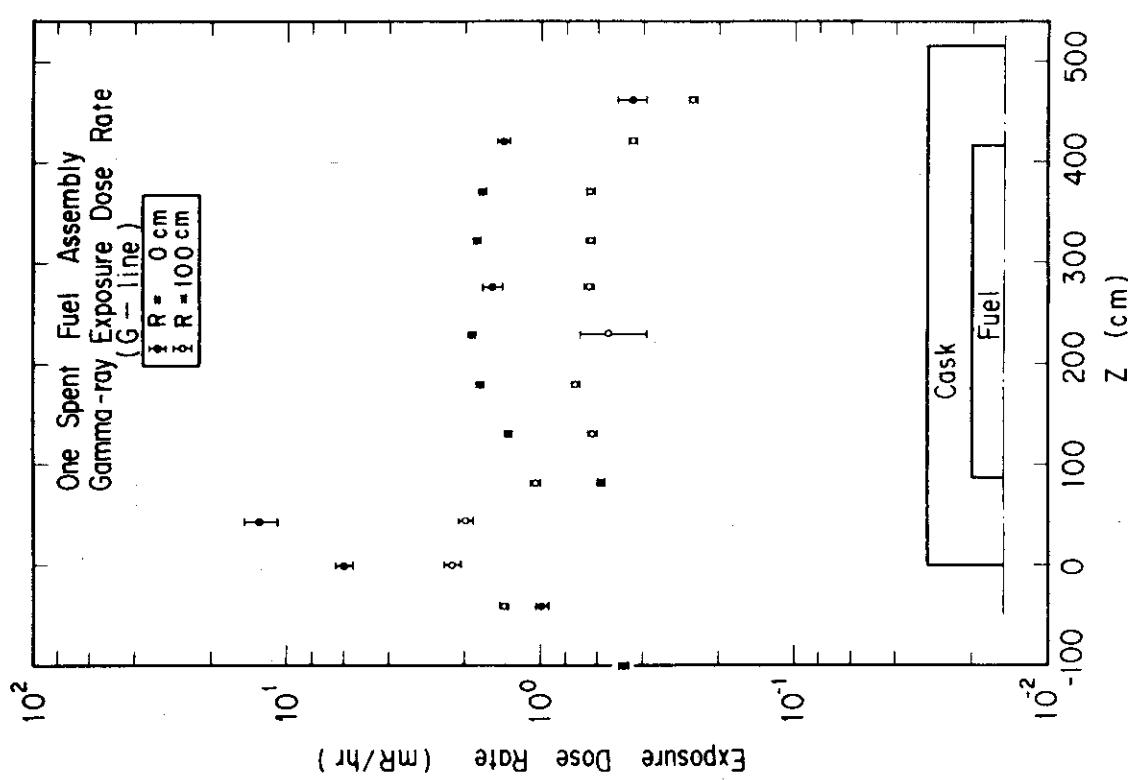


Fig. 14 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the G line at the R=0 cm and 100 cm

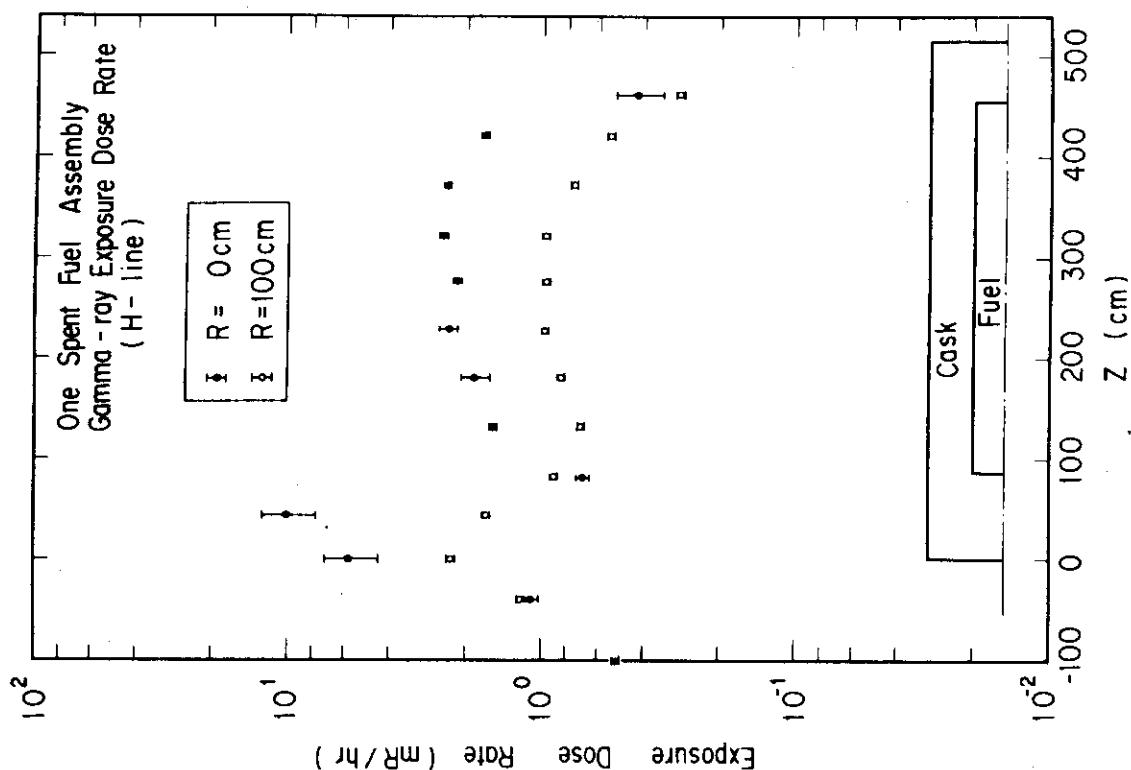


Fig. 15 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the H line at the R=0 cm and 100 cm

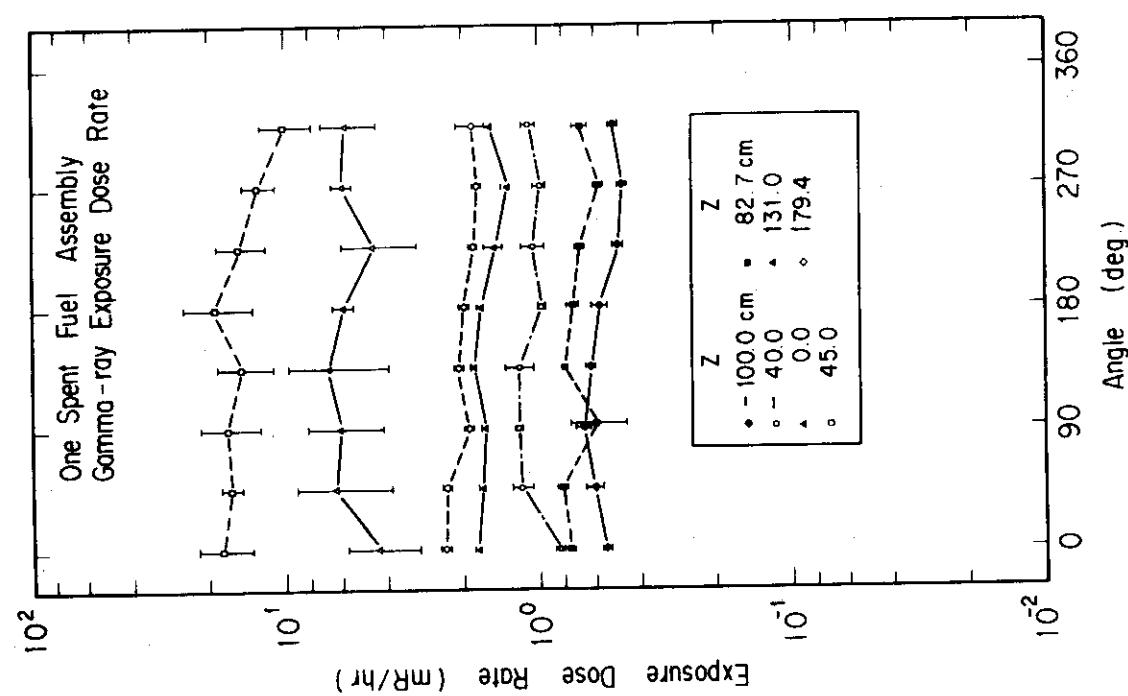
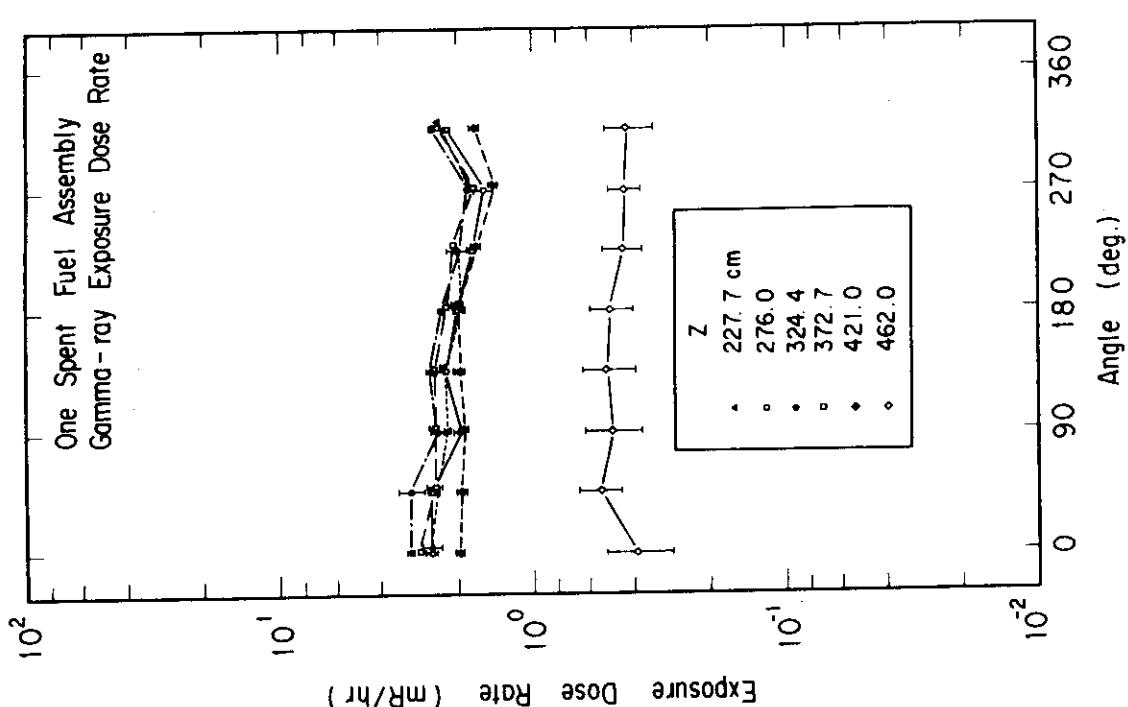


Fig. 16(1) Radial distributions of the gamma-ray exposure dose rates at the $R=0$ cm for a few Z positions

Fig. 16(2) continued

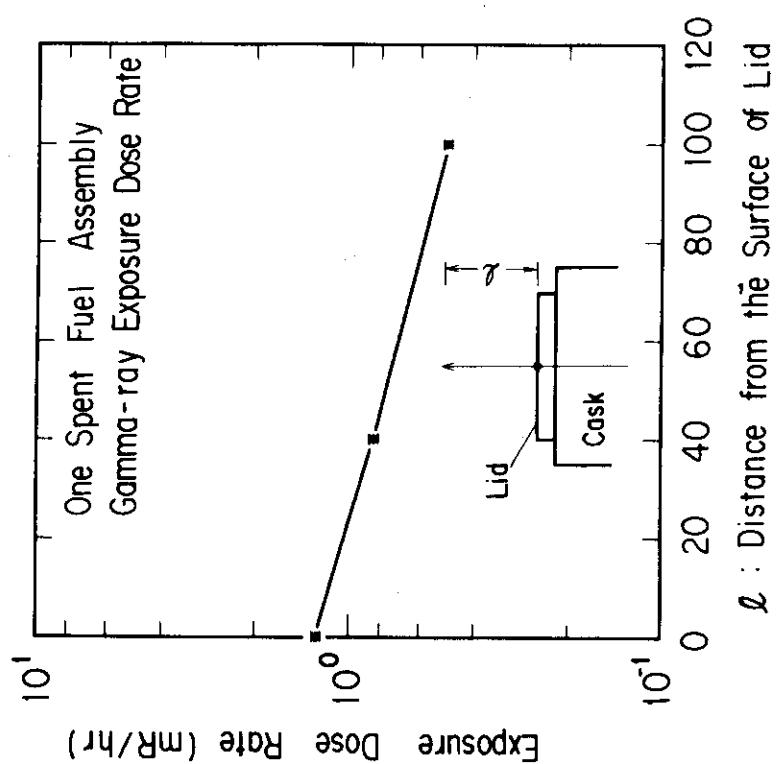


Fig. 18 Gamma-ray exposure dose distribution along the axis of the cask
 ℓ : Distance from the Surface of Lid

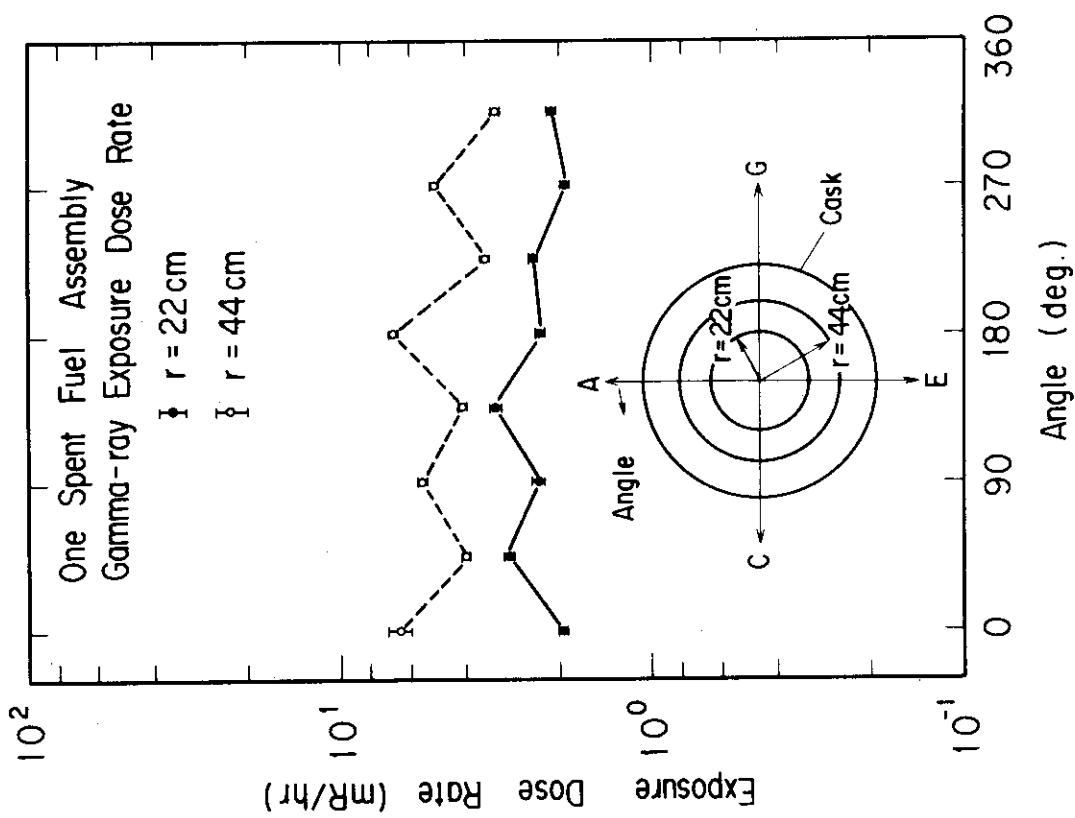


Fig. 17 Radial distributions of the gamma-ray exposure dose rates on the upper surface of the cask

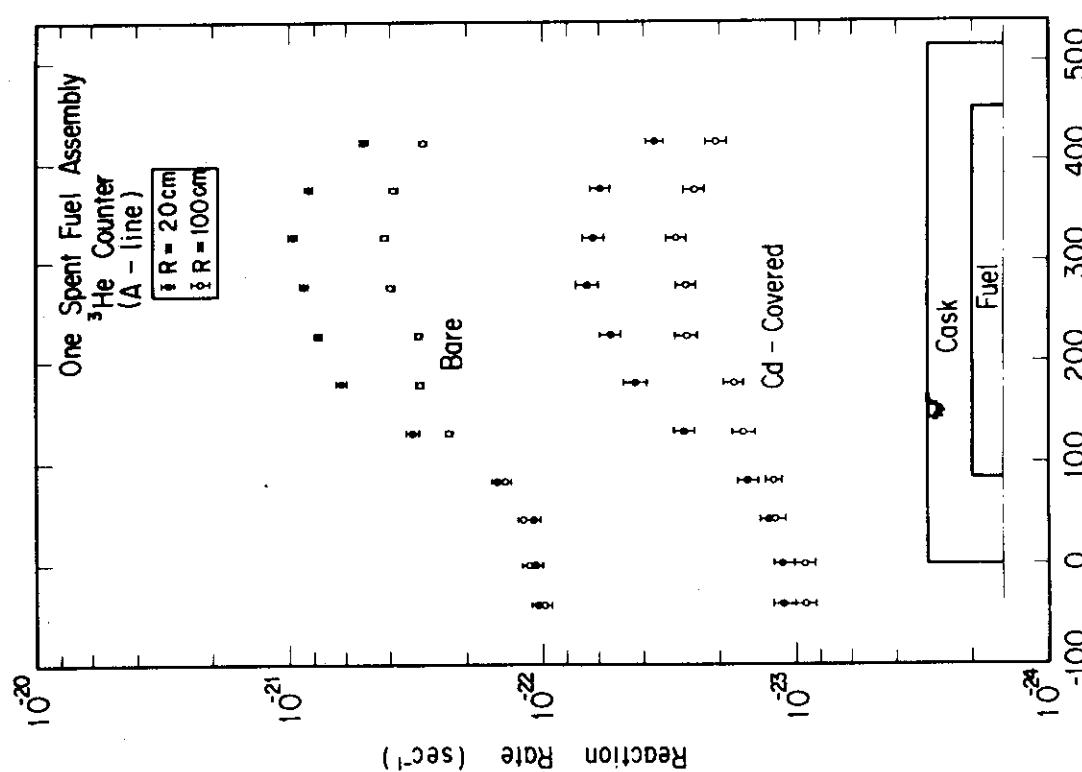


Fig. 19 Distributions of thermal and epithermal neutrons measured by ^3He counter along the A line at the R=20 cm and 100 cm

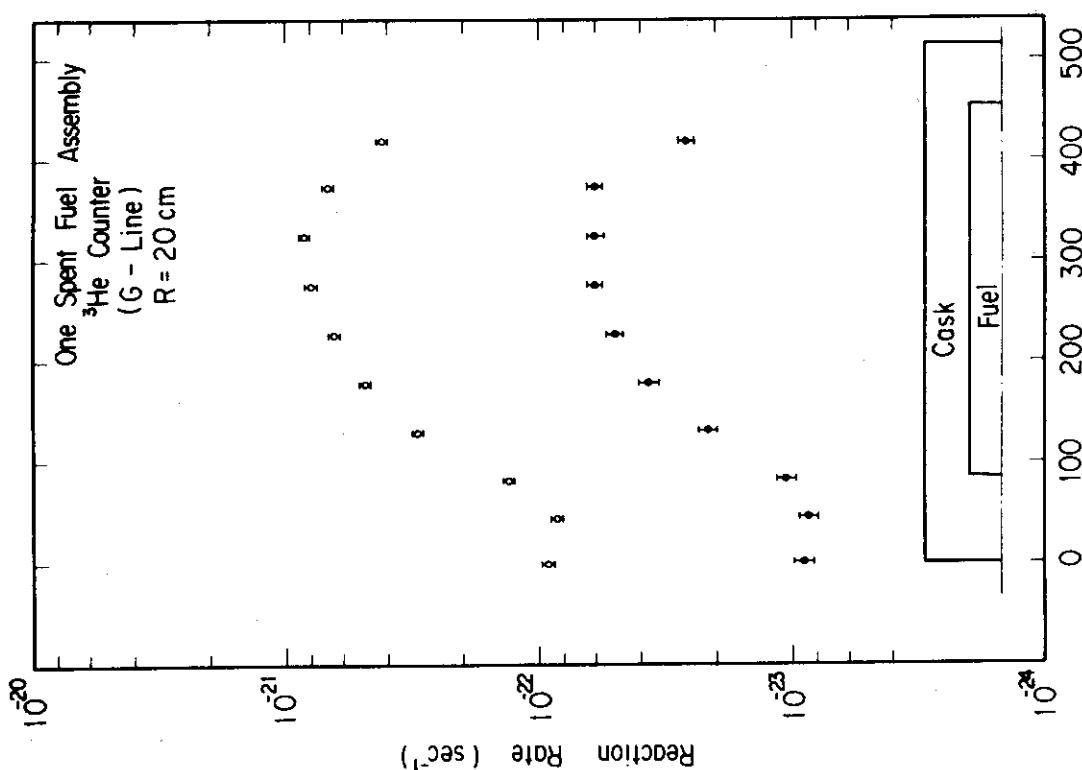


Fig. 20 Distributions of thermal and epithermal neutrons measured by ^3He counter along the G line at the R=20 cm

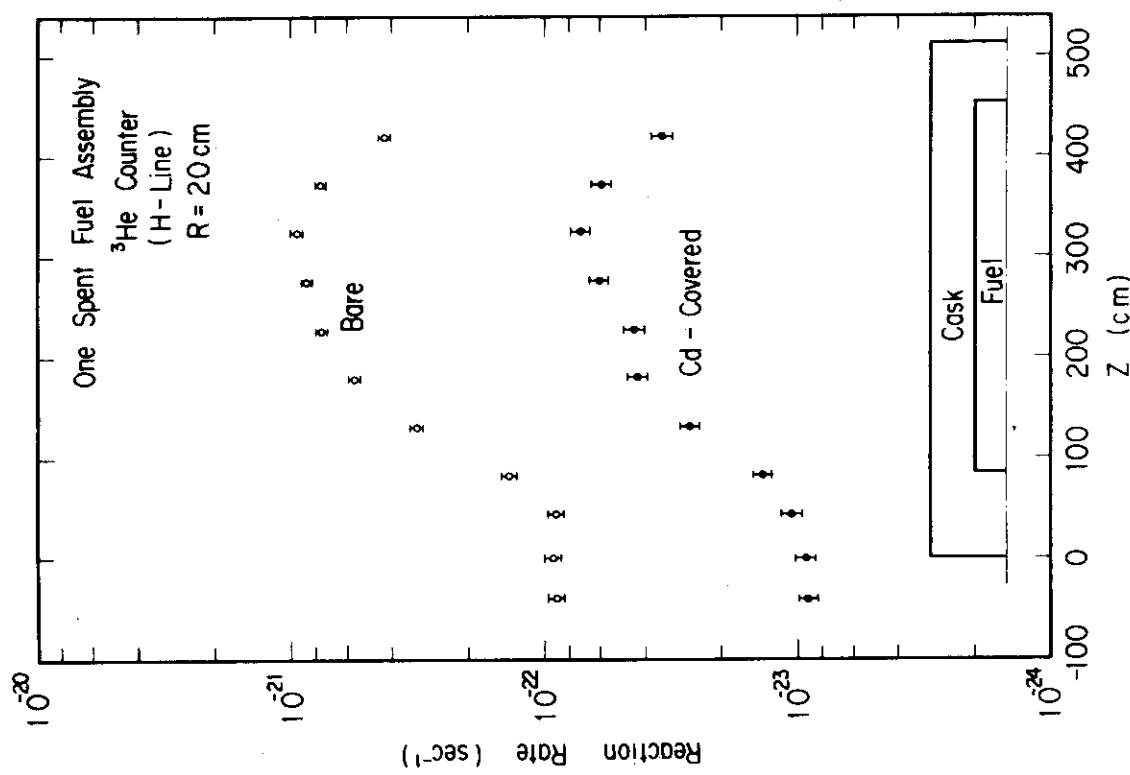


Fig. 21 Distributions of thermal and epithermal neutrons measured by ^3He counter along the H line at the R=20 cm

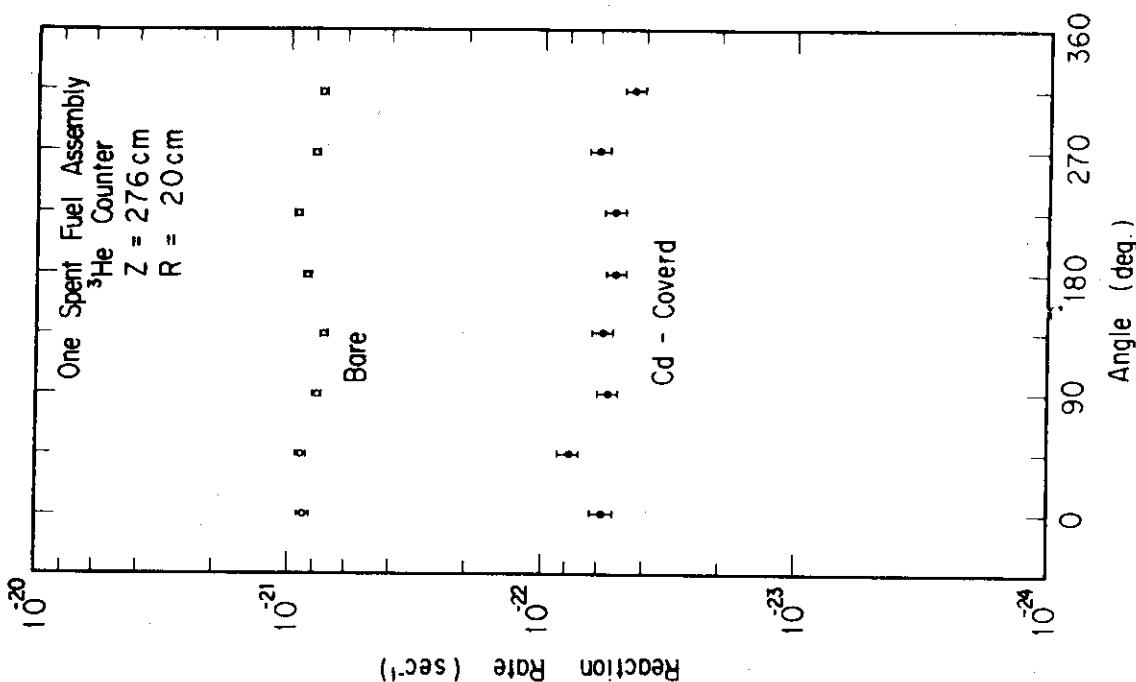


Fig. 22 Radial distributions of thermal and epithermal neutrons at the Z=276 cm and R=20 cm

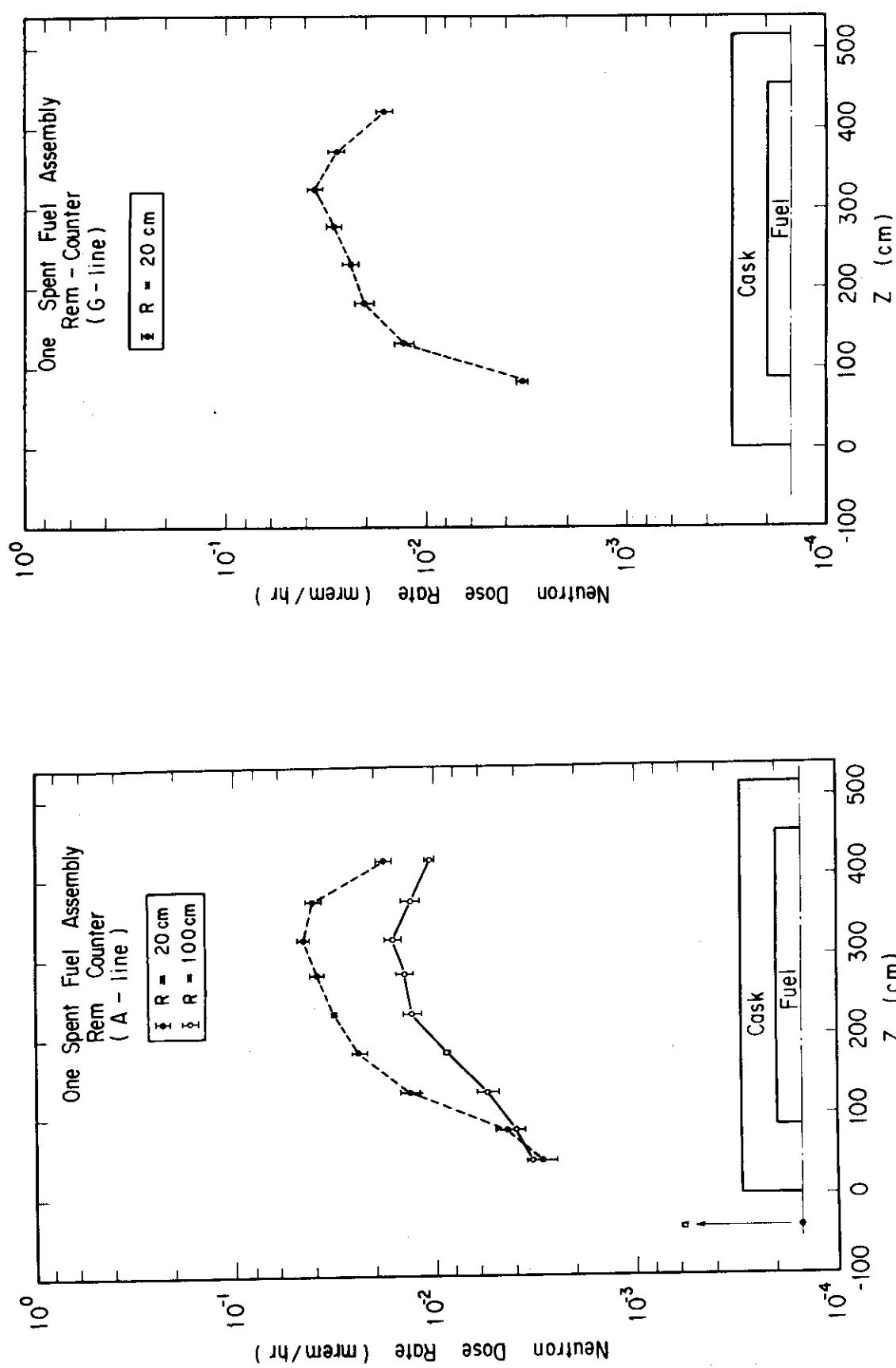


Fig. 23 Neutron dose equivalent rate distributions along the A line at the R=20 cm and 100 cm

Fig. 24 Neutron dose equivalent rate distributions along the G line at the R=20 cm

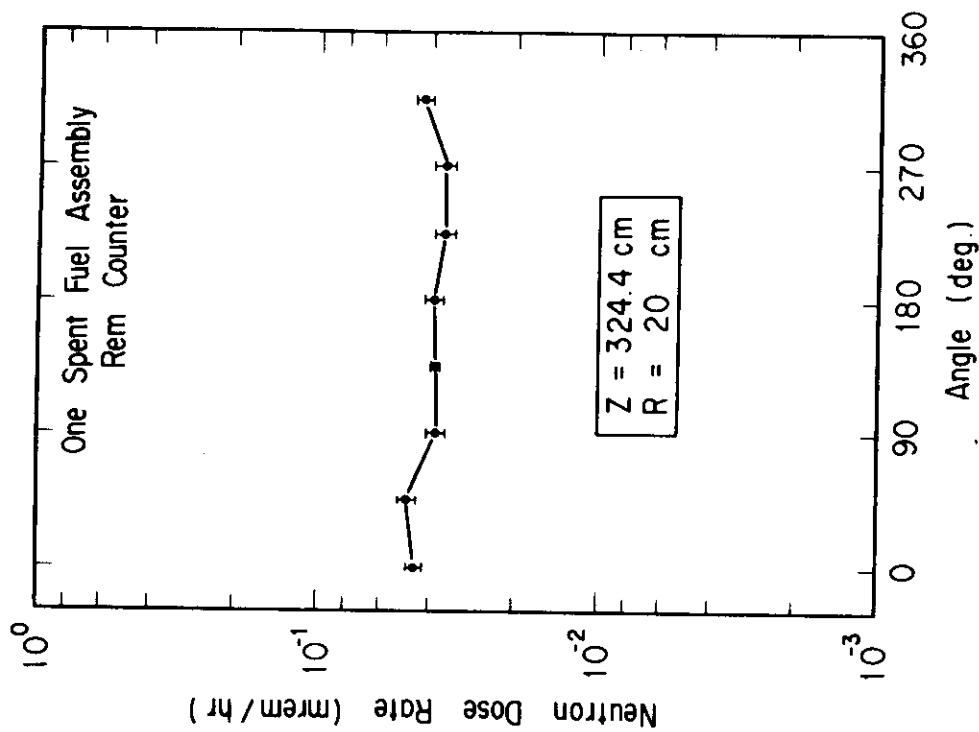


Fig. 26 Radial distribution of the neutron dose equivalent rate at the $Z=324.4$ cm and $R=20$ cm

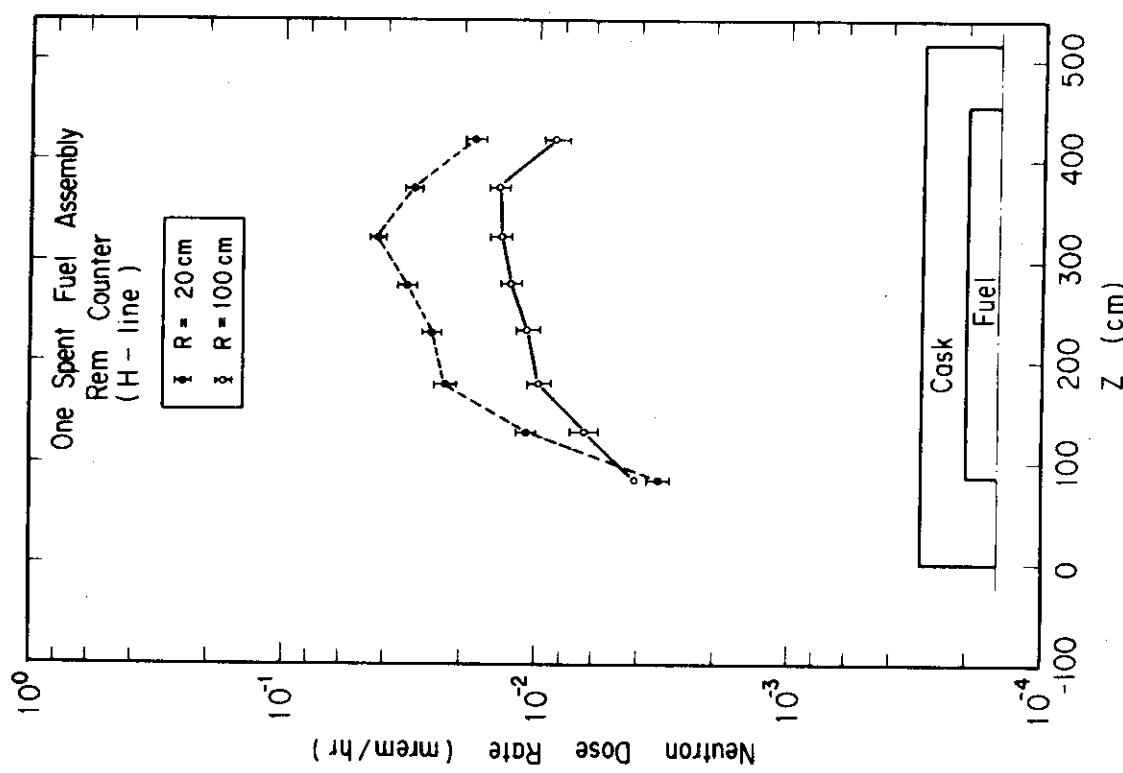


Fig. 25 Neutron dose equivalent rate distributions along the H line at the $R=20$ cm and 100 cm

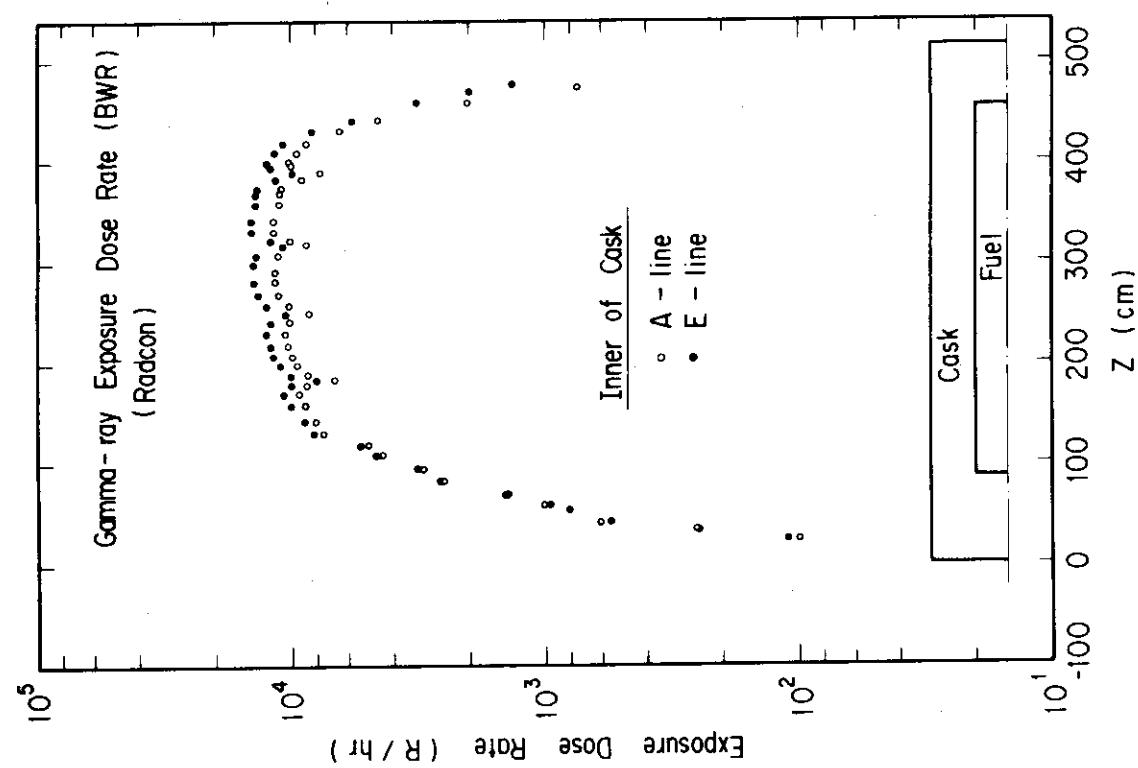


Fig. 27 Distributions of gamma-ray exposure dose along the A and E lines in the cask

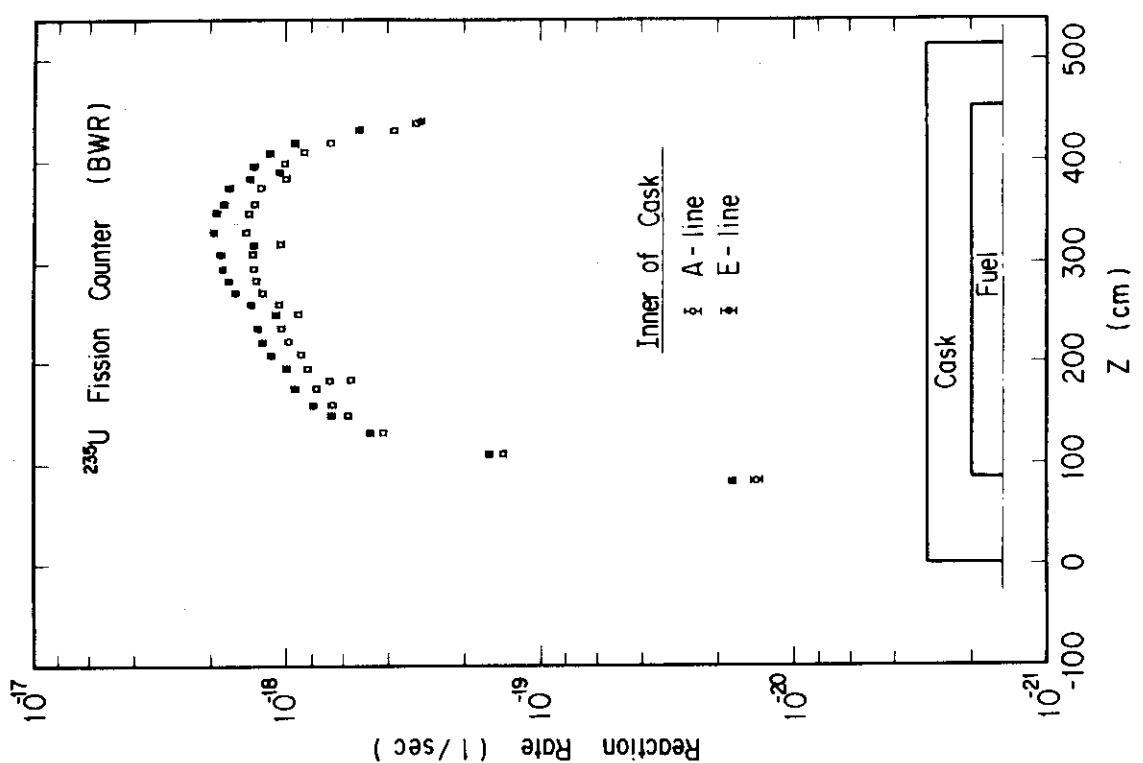


Fig. 28 Distributions of $^{235}\text{U}(n,f)$ reaction rate along the A and E lines in the cask

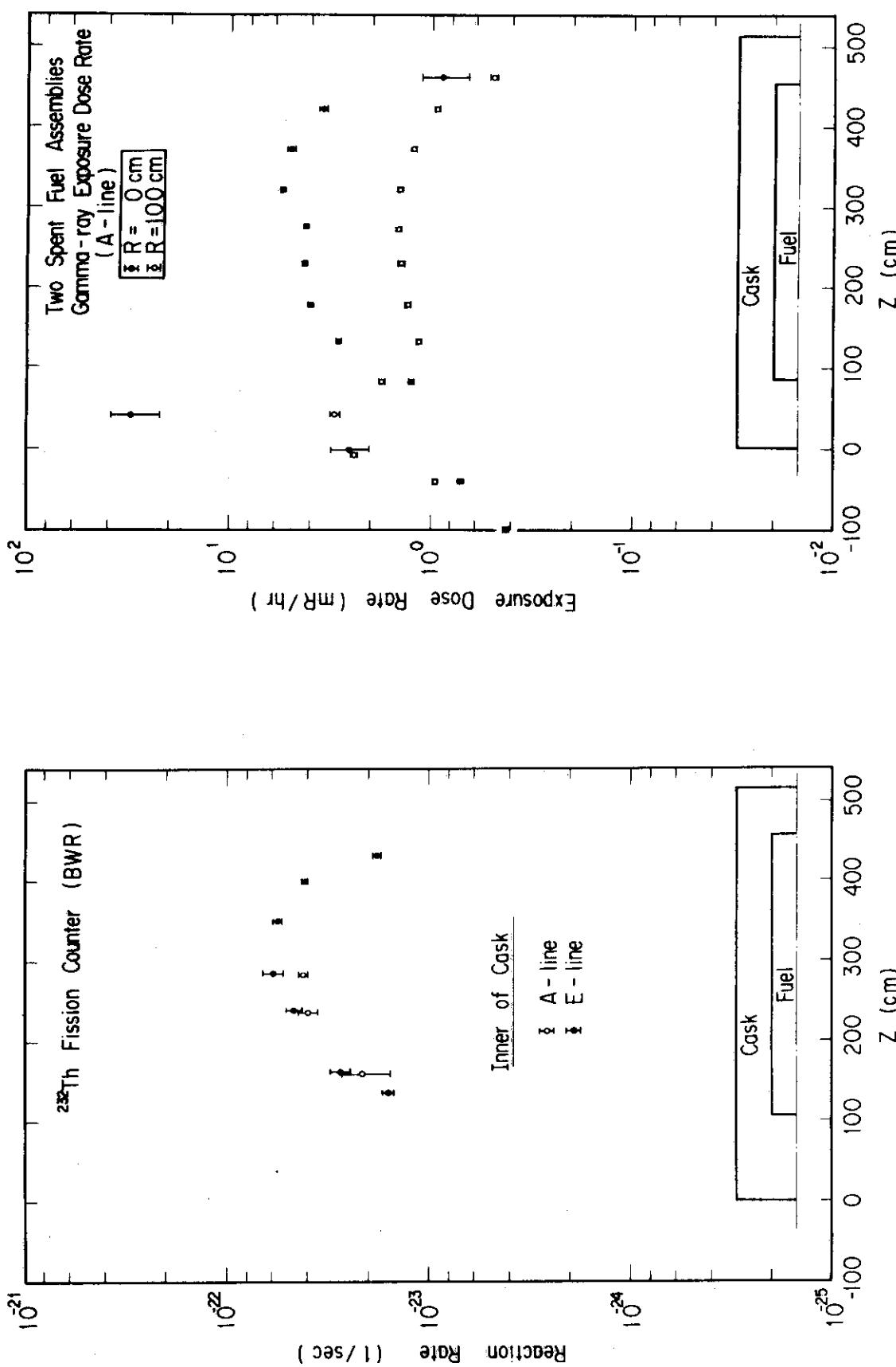


Fig. 29 Distributions of $^{232}\text{Th}(n, f)$ reaction rate along the A and E lines in the cask

Fig. 30 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the A line at the $R=0$ cm and 100 cm

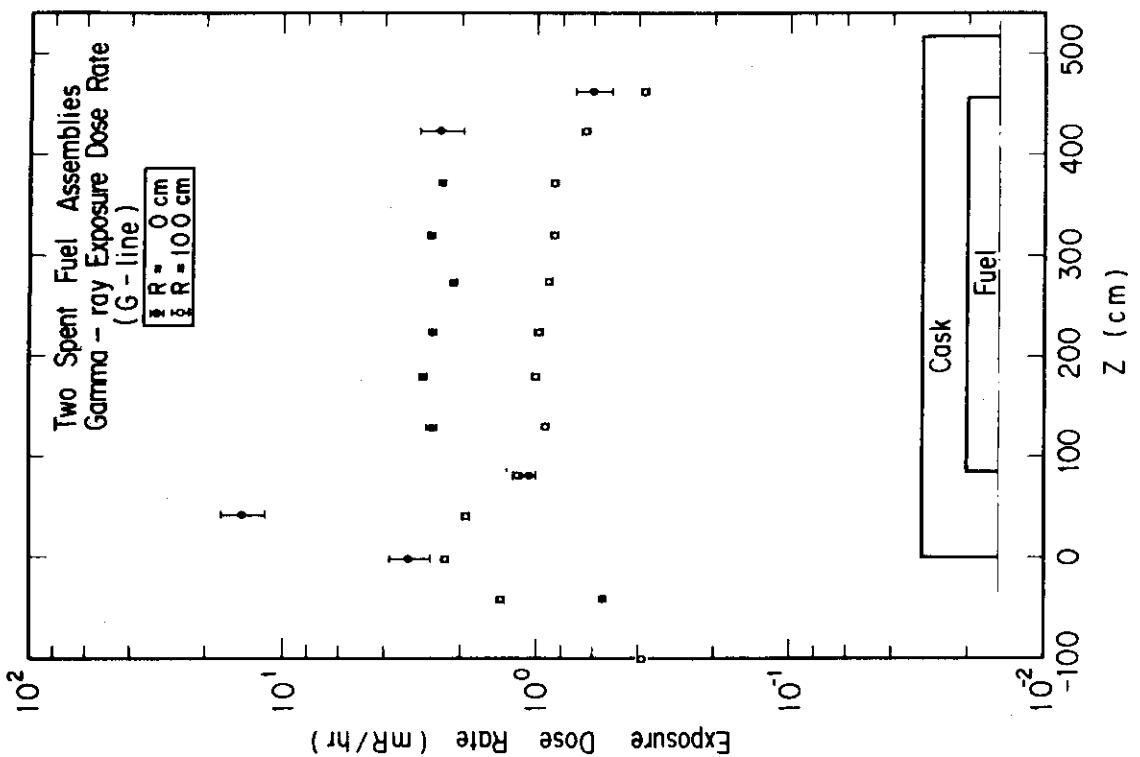
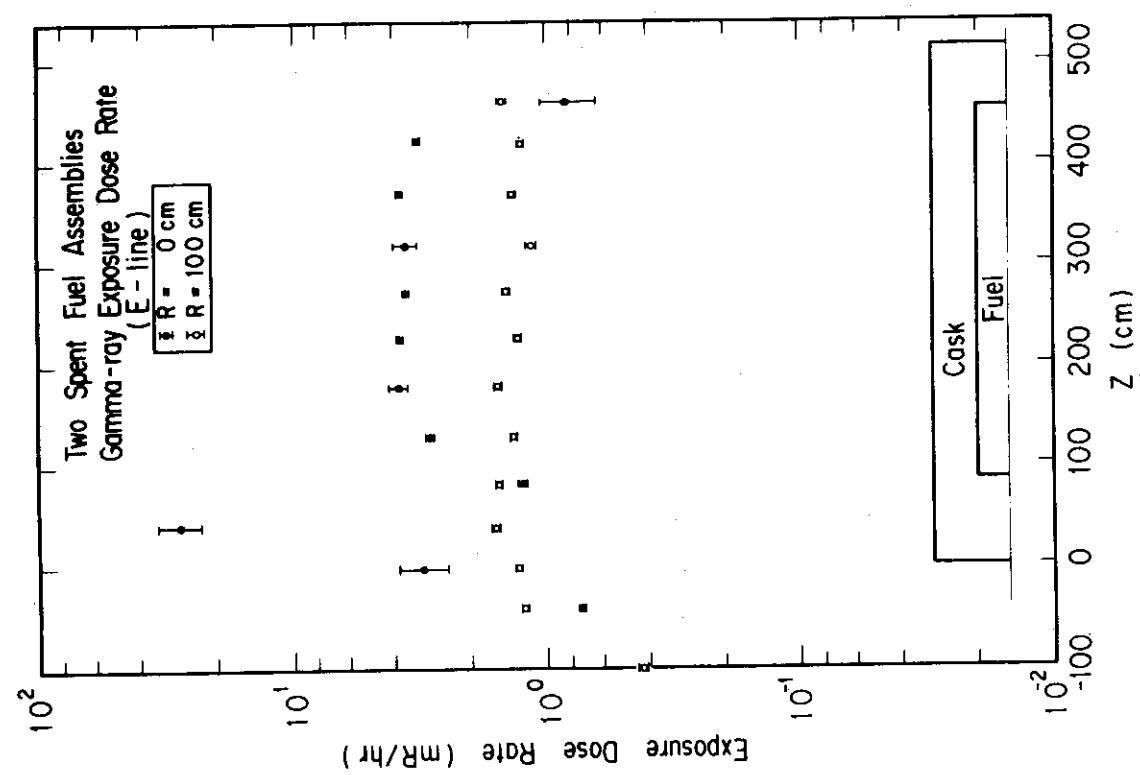


Fig. 31 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the E line at the R=0 cm and 100 cm

Fig. 32 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the G line at the R=0 cm and 100 cm

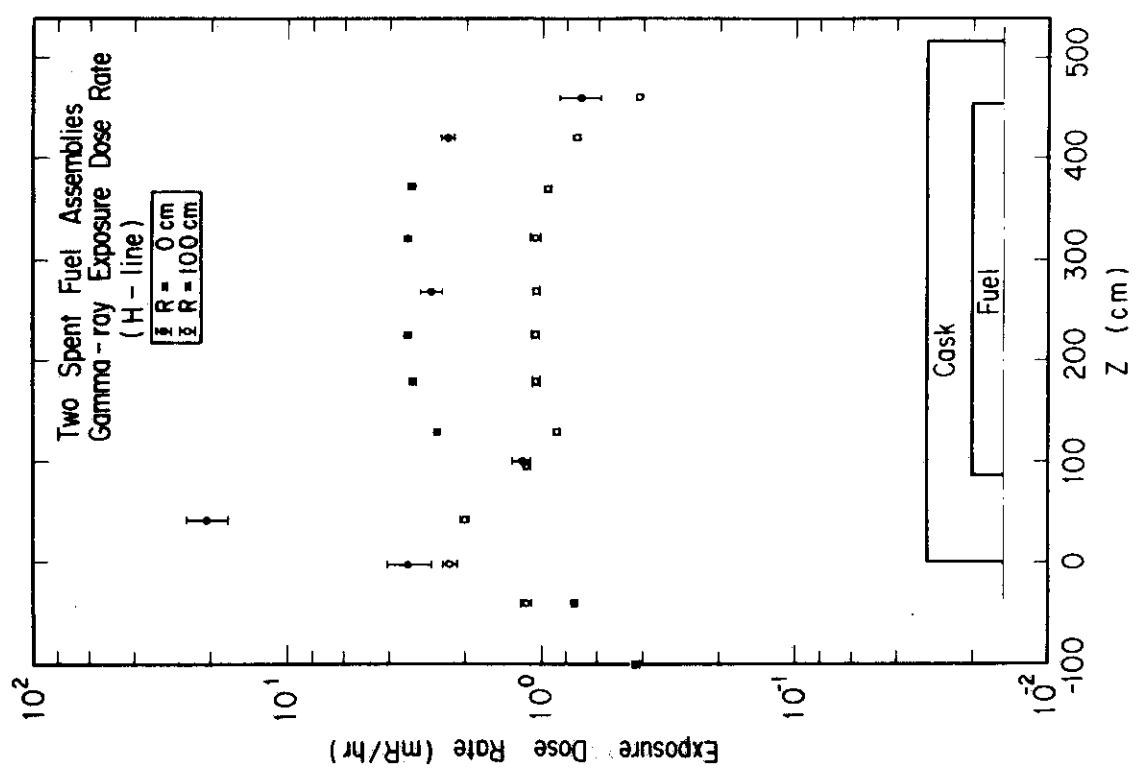


Fig. 33 Gamma-ray exposure dose rate distributions along the H line at the $R=0$ cm and 100 cm

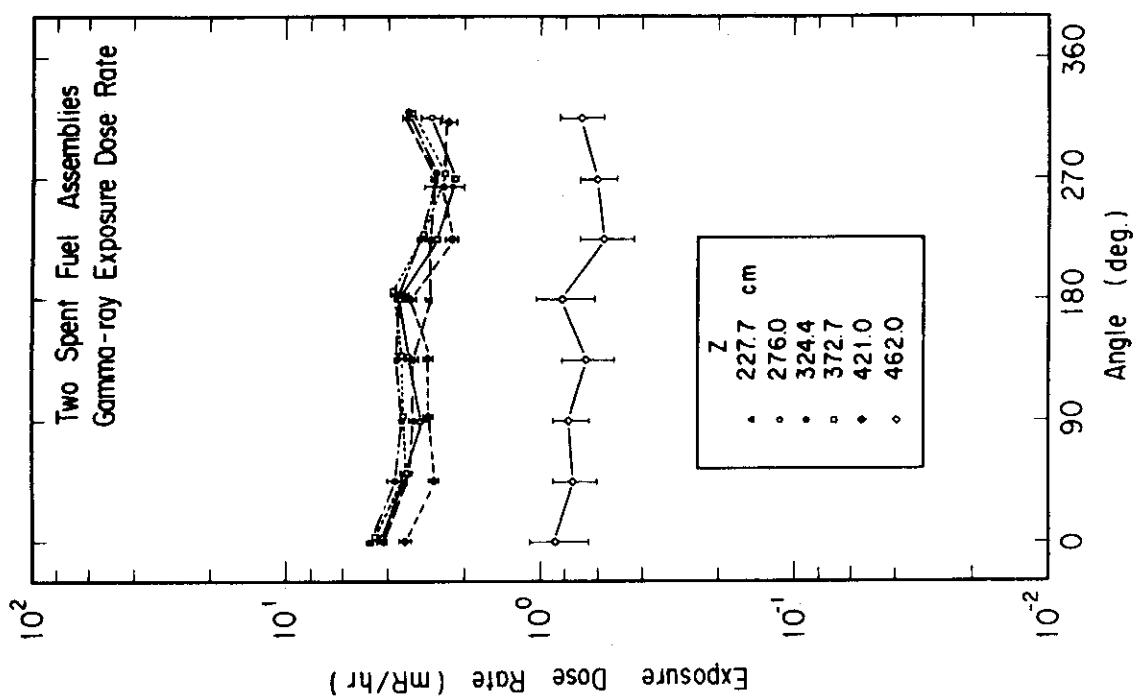


Fig. 34(2) continued

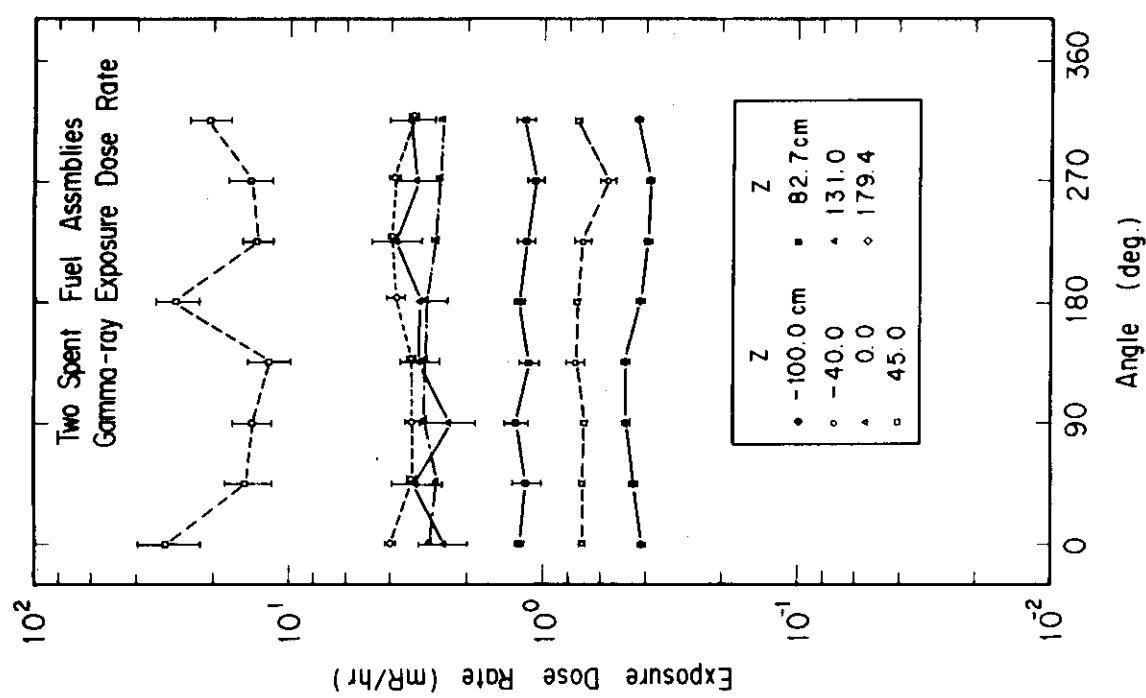


Fig. 34(1) Radial distributions of the gamma-ray exposure dose rate at the $R = 0$ cm for a few Z positions

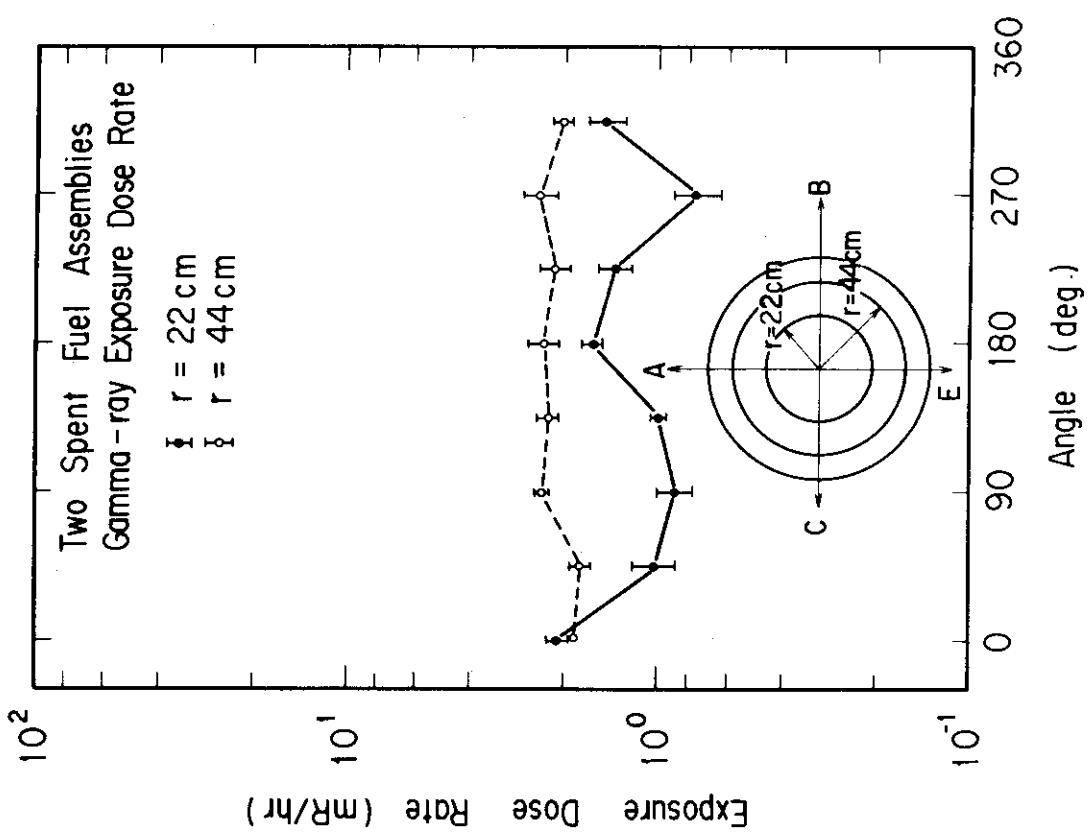


Fig. 35 Radial distributions of the gamma-ray exposure dose rates on the upper surface of the cask

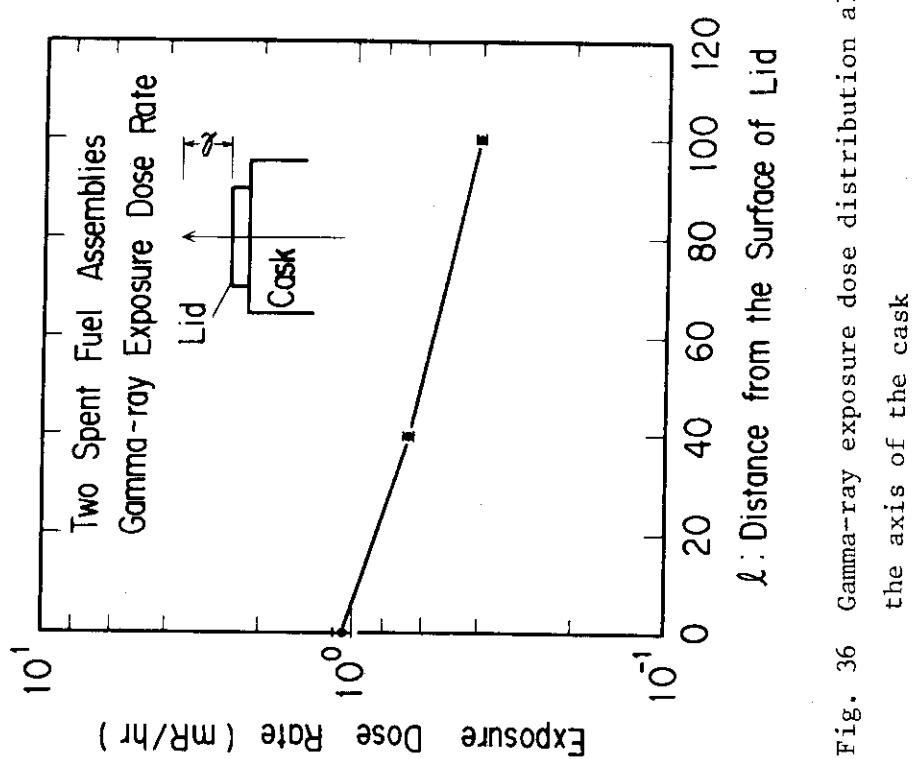


Fig. 36 Gamma-ray exposure dose distribution along the axis of the cask

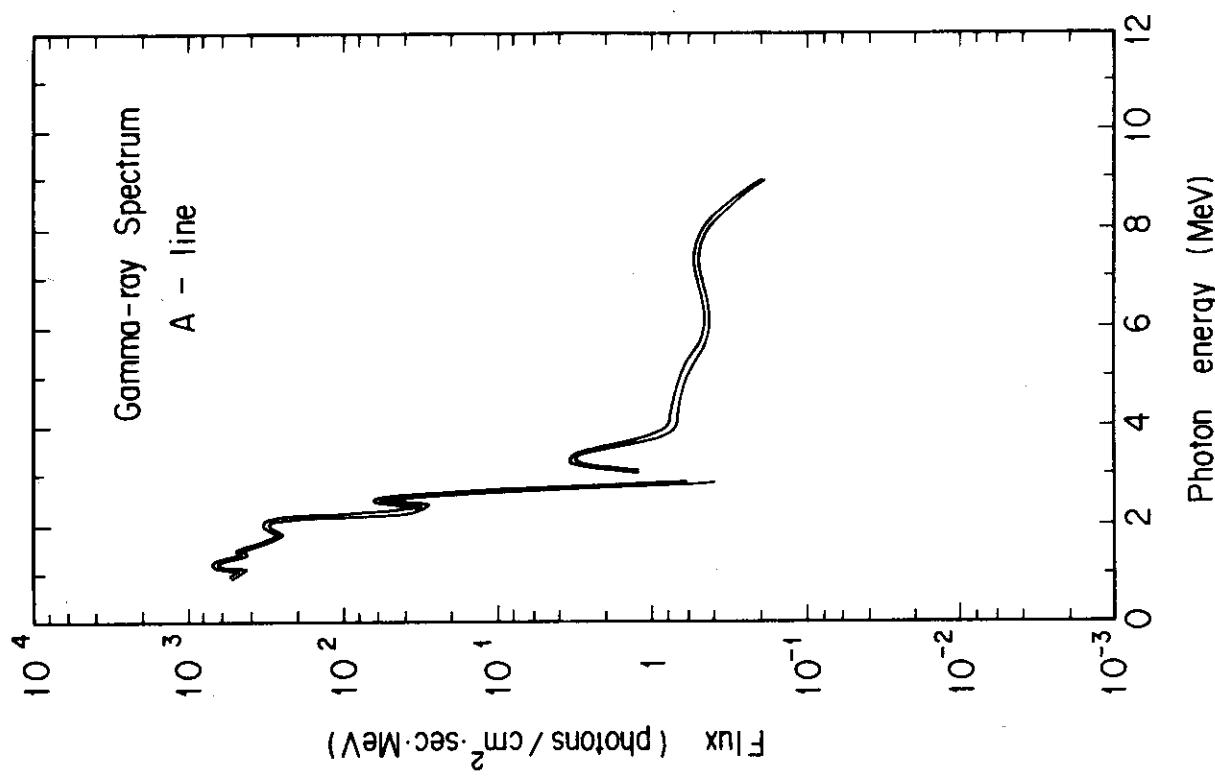


Fig. 37 Gamma-ray energy spectrum at the Z=276 cm and R=20 cm on the A direction

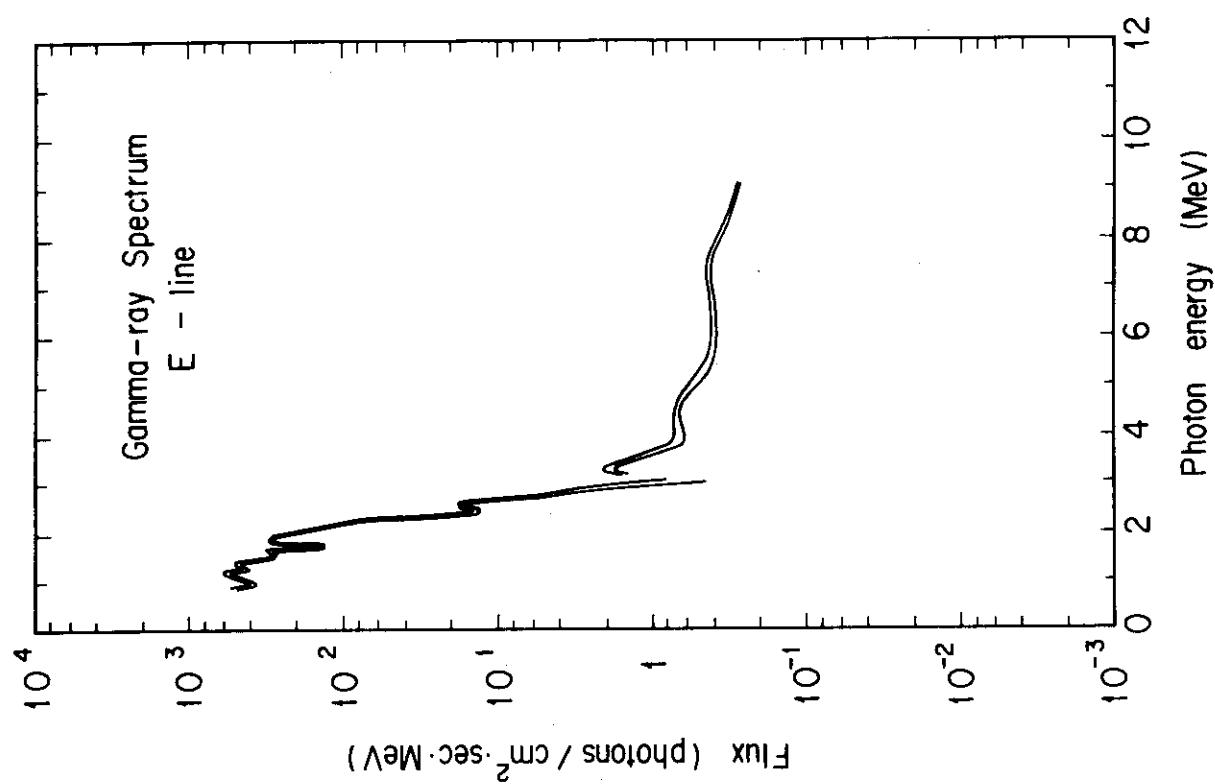


Fig. 38 Gamma-ray energy spectrum at the Z=276 cm and R=20 cm on the E direction

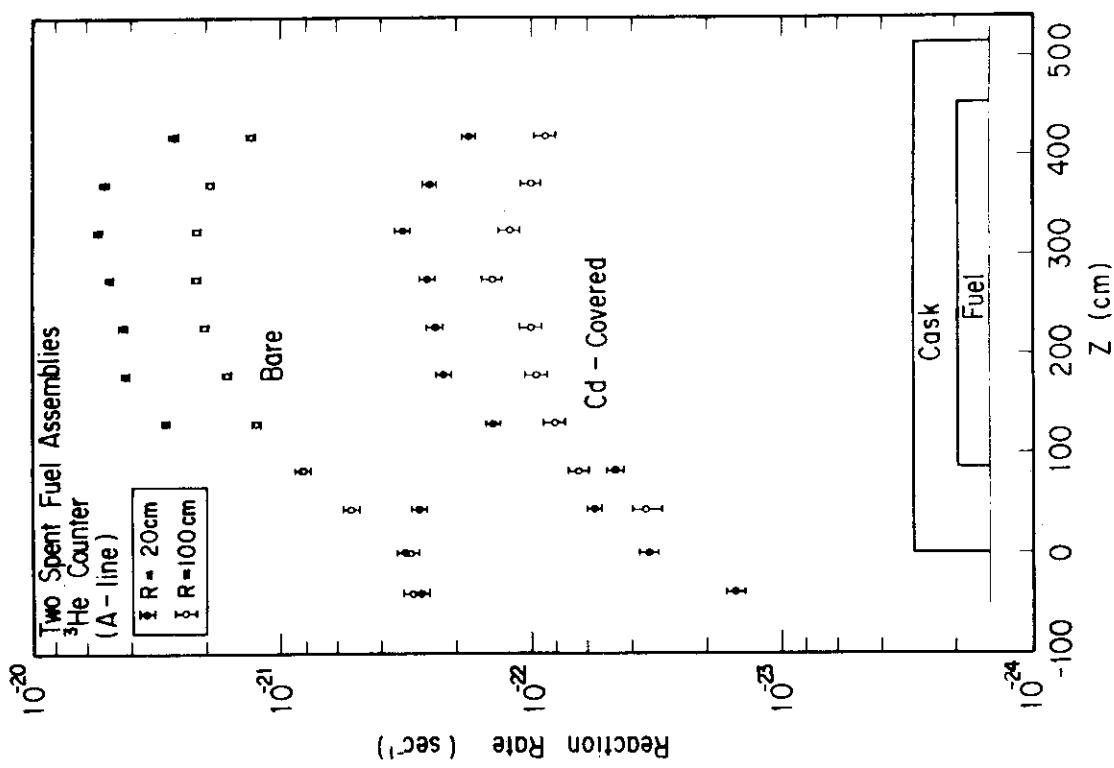


Fig. 39 Distributions of thermal and epithermal neutrons measured by ^3He counter along the A line at the R=20 cm and 100 cm

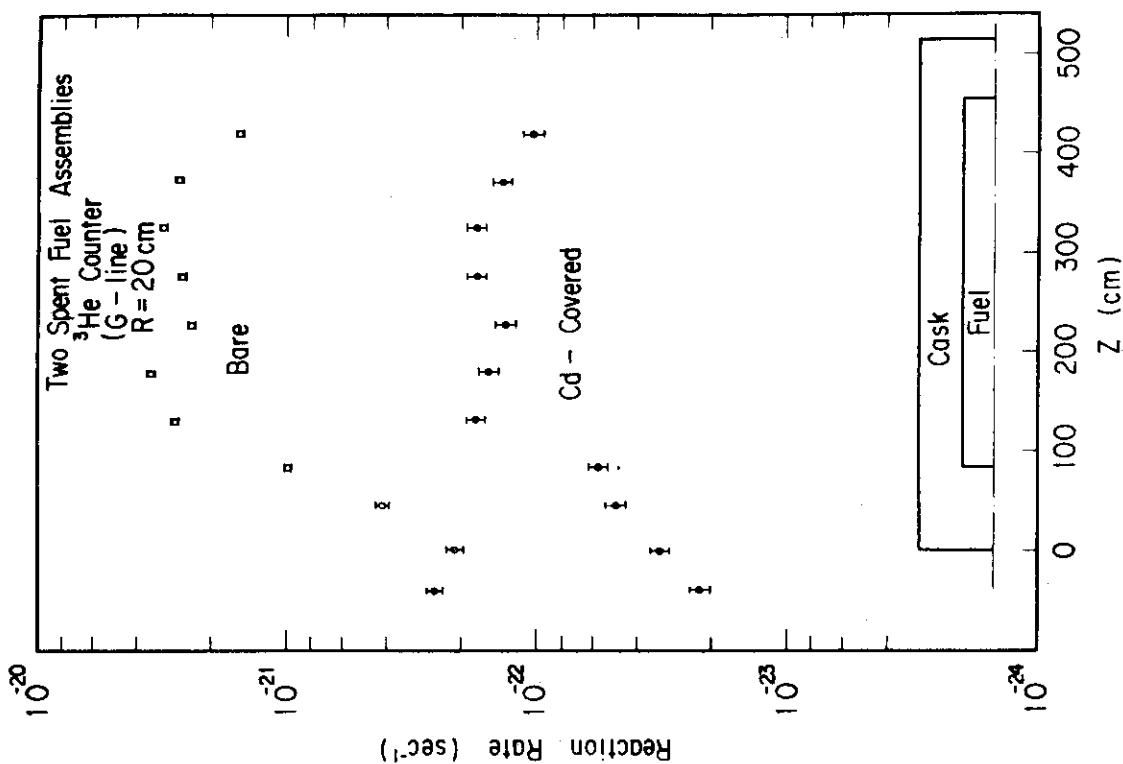


Fig. 40 Distributions of thermal and epithermal neutrons measured by ^3He counter along the C line at the R=20 cm

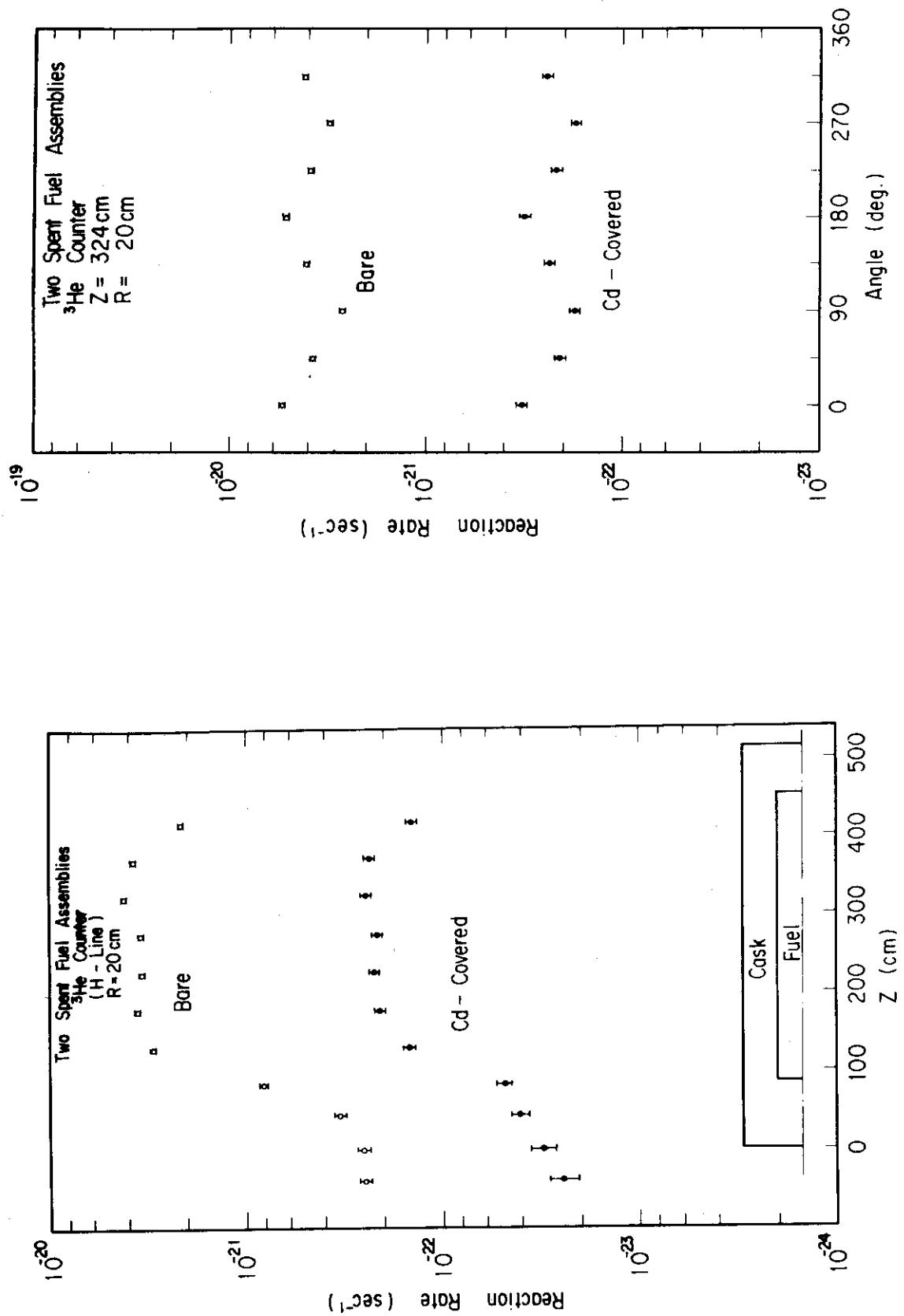


Fig. 41 Distributions of thermal and epithermal neutrons measured by ^3He counter along the H line at the R=20 cm

Fig. 42 Radial distributions of thermal and epithermal neutrons at the Z=324 cm and R=20 cm

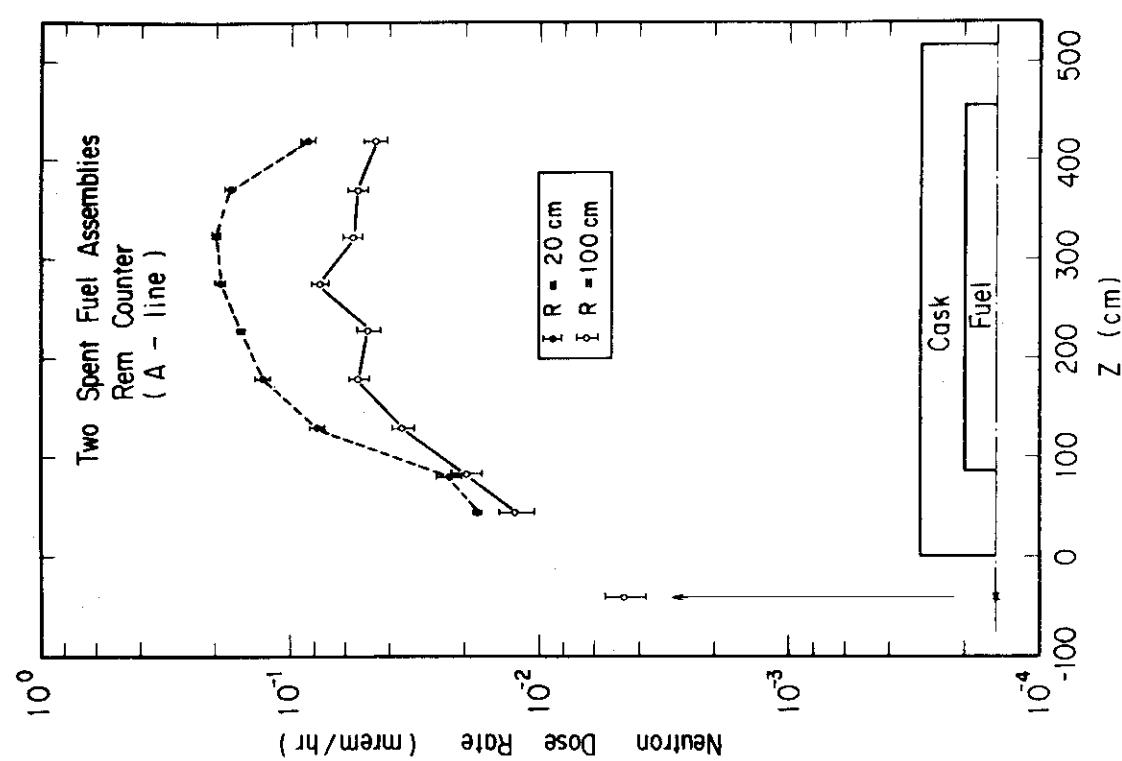


Fig. 43 Neutron dose equivalent rate distributions along the A line at the R=20 cm and 100 cm

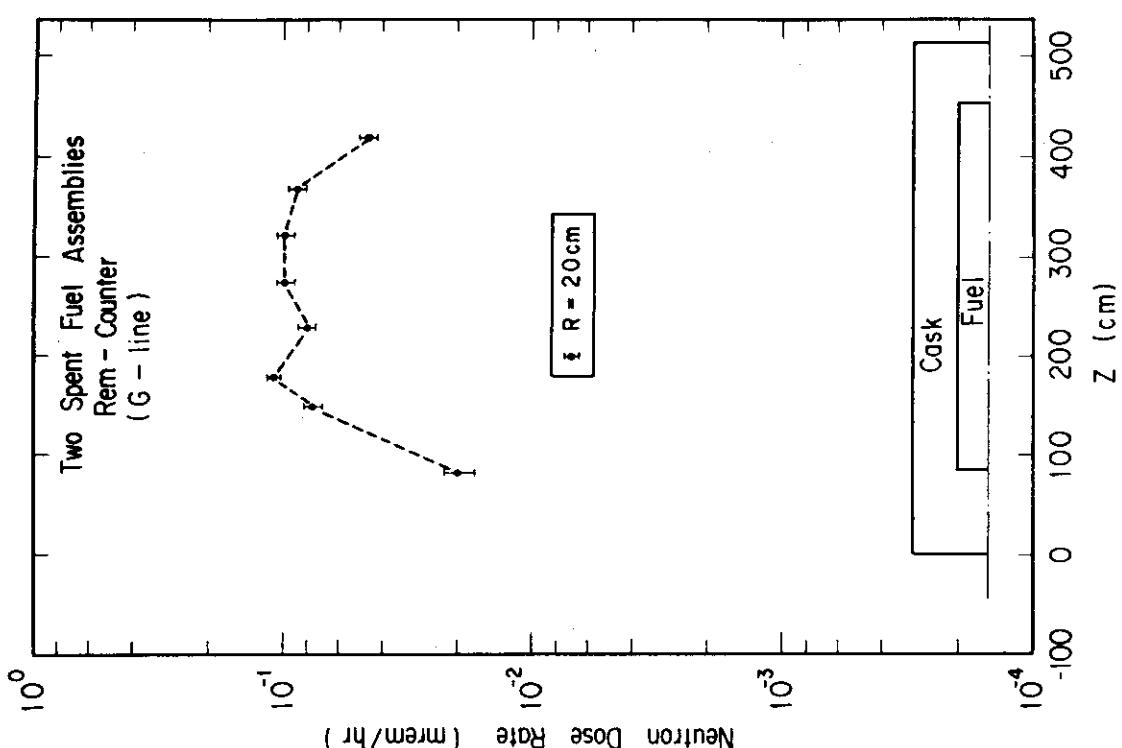


Fig. 44 Neutron dose equivalent rate distributions along the G line at the 20 cm

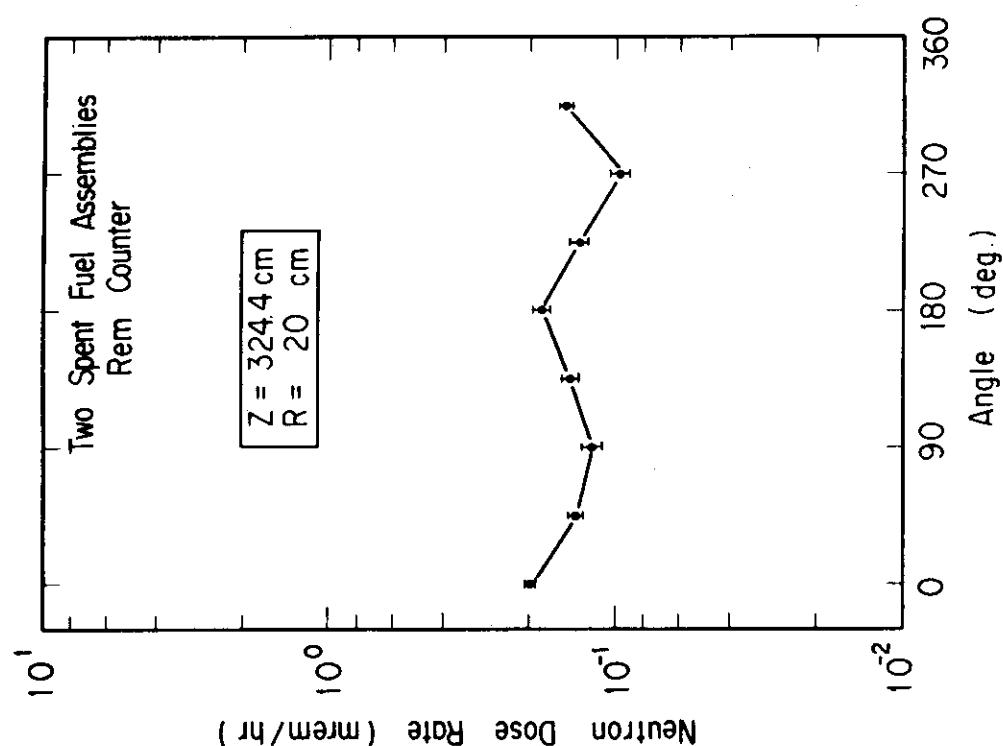


Fig. 46 Radial distribution of neutron dose equivalent rate at the $Z=324.4 \text{ cm}$ and $R=20 \text{ cm}$

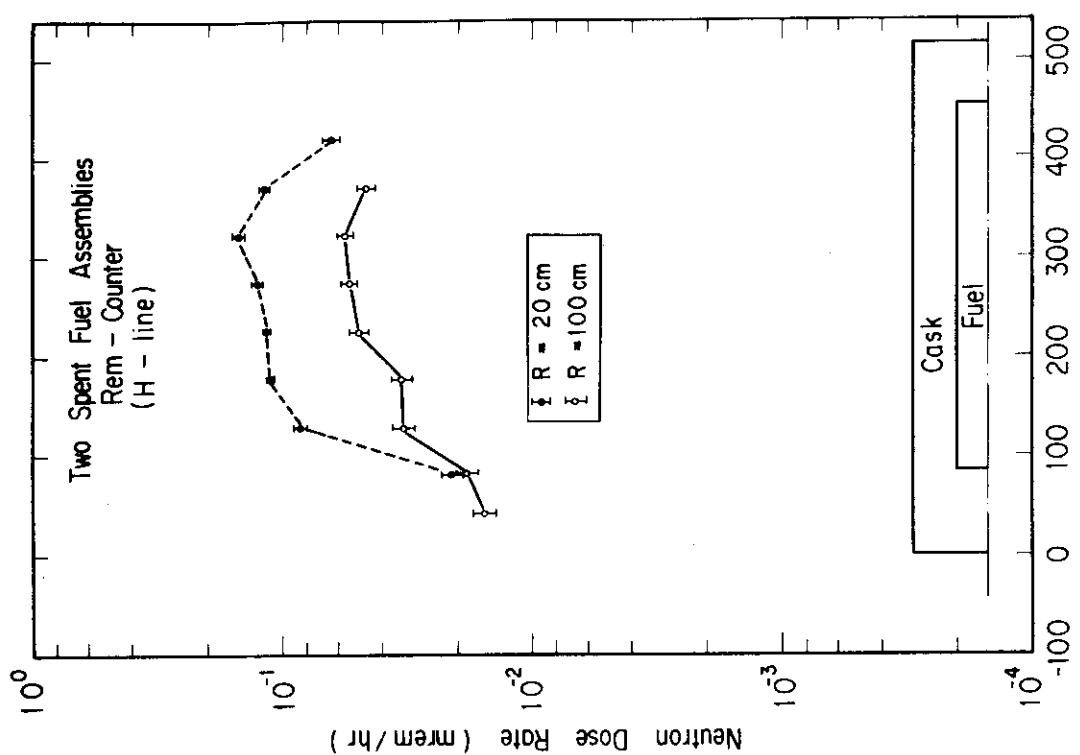


Fig. 45 Neutron dose equivalent rate distributions along the H line at the 20 cm and 100 cm

付 錄：実験解析のための輸送キャスクおよび燃料集合体 のモデル化， および各領域の原子密度

本実験に用いたNH-25型輸送キャスクとBWR燃料集合体は複雑な3次元形状をしている。このため、遮蔽安全解析コードによる解析にあたっては全体の実験体系について適当な形状のモデル化を必要とする。Fig.A-1は本実験体系(燃料集合体1体収納時)のモデル化の1例で、Table A-1は各領域の原子密度組成である。

Table A-1 Atomic densities of the structural materials of the
transport cask and a BWR fuel assembly

	Fuel region	Upper Nozzle	Upper plenum	Lower nozzle	Steel 1	Lead 2	Ethylene glycol 3	Air 4	Water 5
H	3.718 -02	1.026 -01	6.232 -02	8.892 -02			6.565 -02		6.674 -02
C		3.554 -05	2.404 -05	9.738 -05	3.173 -04			1.185 -02	
N		4.897 -05	2.744 -05	1.347 -04				3.653 -05	
O	3.294 -02	5.131 -02	3.120 -02	4.446 -02			2.690 -02	9.125 -06	3.337 -02
Si		1.864 -04	8.906 -05	5.139 -04	1.741 -03				
Cr		1.914 -03	9.282 -04	5.276 -03	1.741 -02				
Mn		1.906 -04	9.132 -05	5.254 -04	1.734 -03				
Fe		1.549 -02	3.102 -03	7.478 -03	5.787 -02				
Ni		7.960 -04	3.864 -04	2.195 -03	8.112 -03				
Zr	5.074 -03	7.350 -04	7.930 -03	1.351 -03			3.296 -02		
Pb									
²³⁵ U		1.621 -04							
²³⁸ U		7.018 -03							

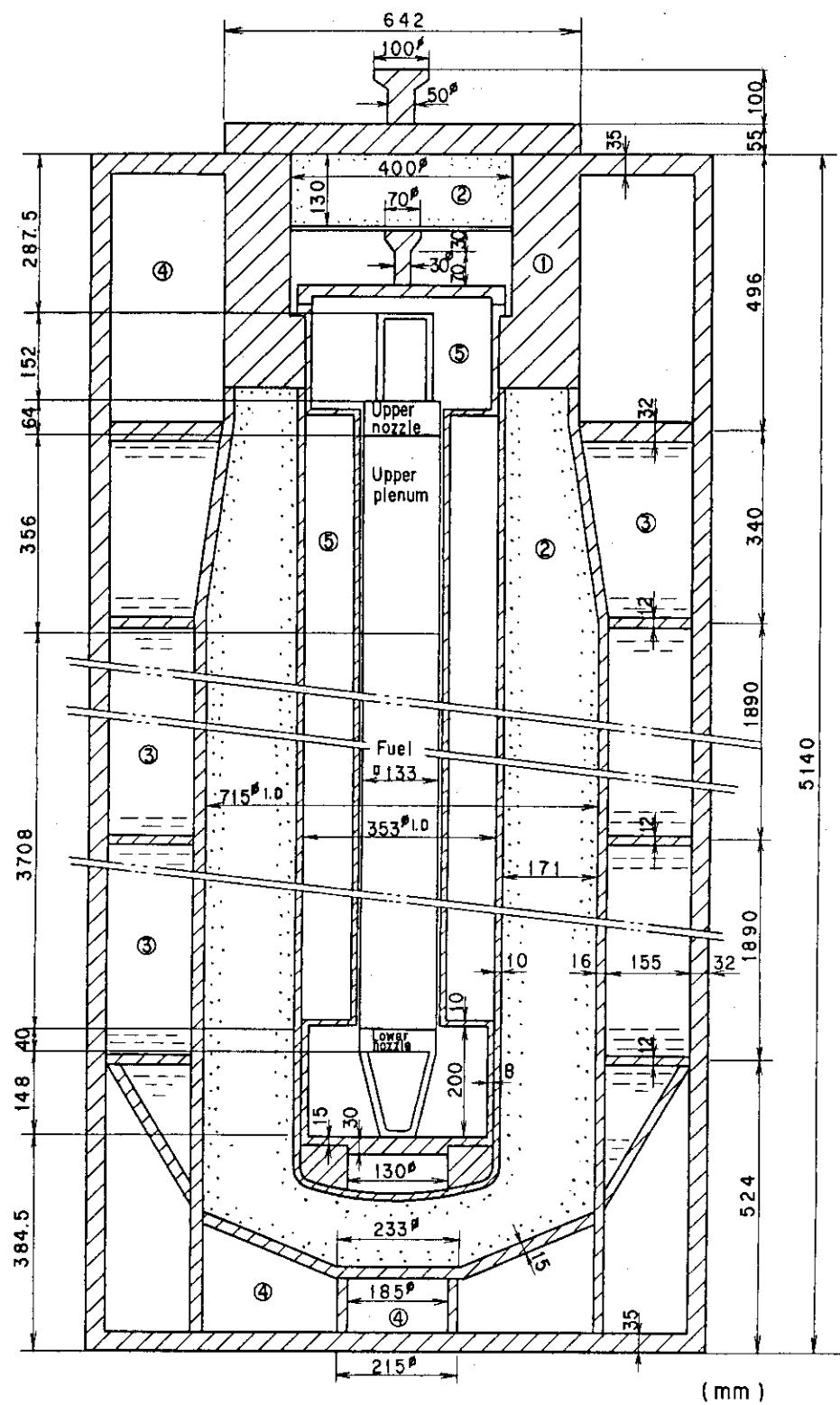


Fig. A-1 A model of the geometry of the experimental configuration

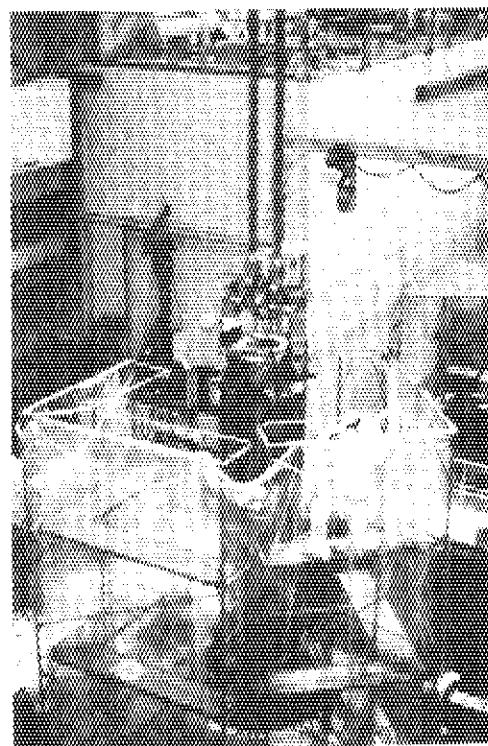


Photo. 1 NH-25 transport cask in setting on the Service Area of Reactor Fuel Examination Facility

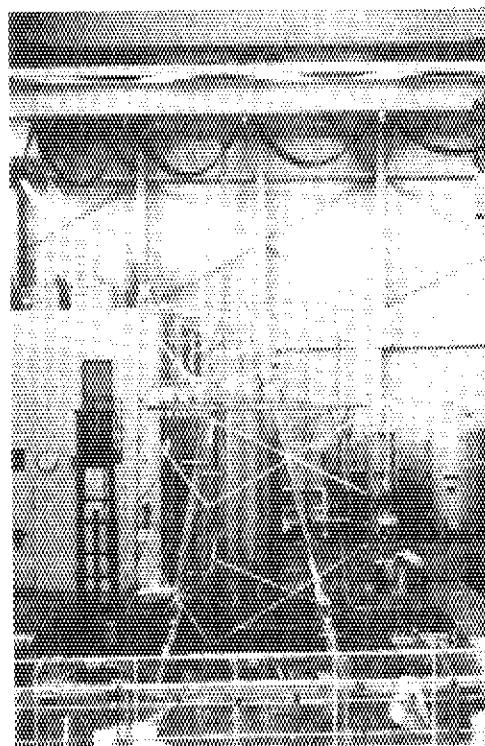


Photo. 2 NH-25 transport cask and a measuring lifter for the counter measurements

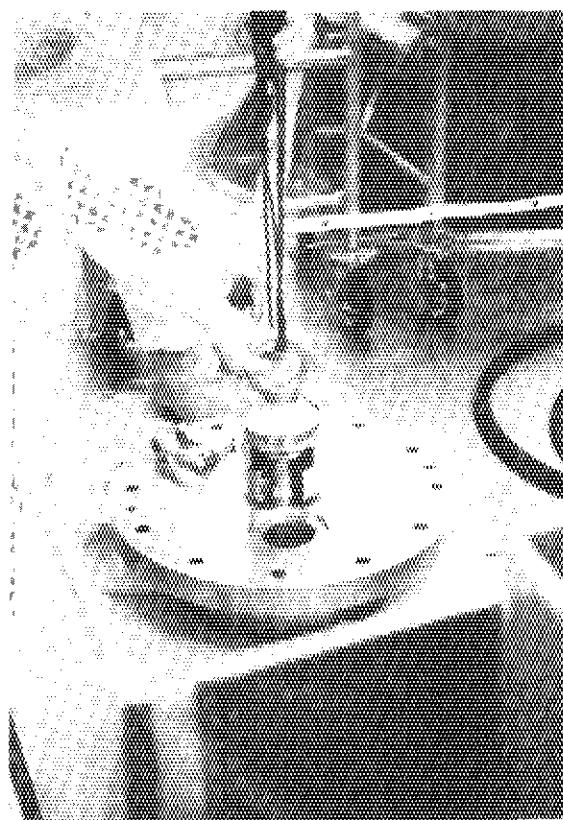
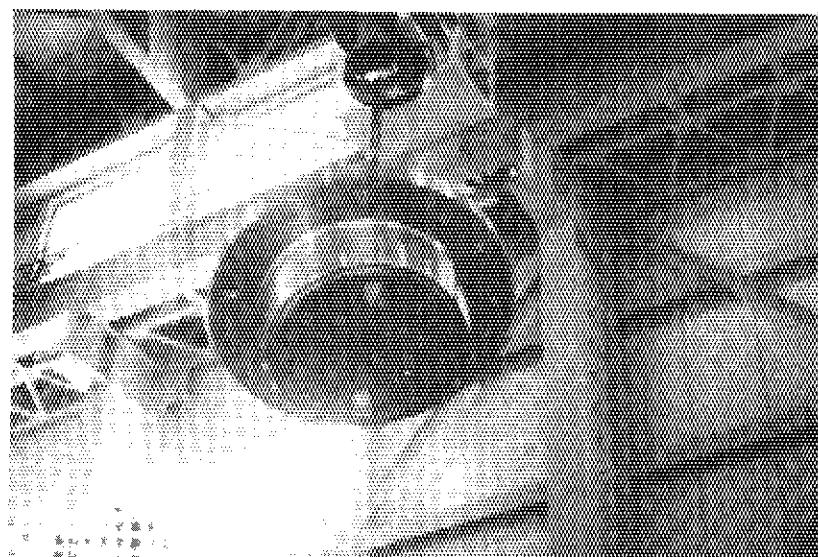


Photo. 3 A cask lid of NH-25 cask with two holes for the present experiments



Photo. 4 A fuel assembly contained in the cask

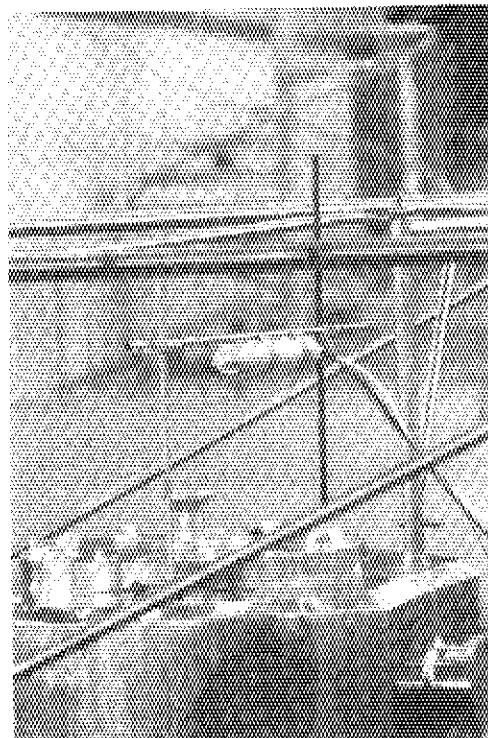


Photo. 5 A NE213 detector for the measurements of the gamma-ray energy spectrum above the cask lid

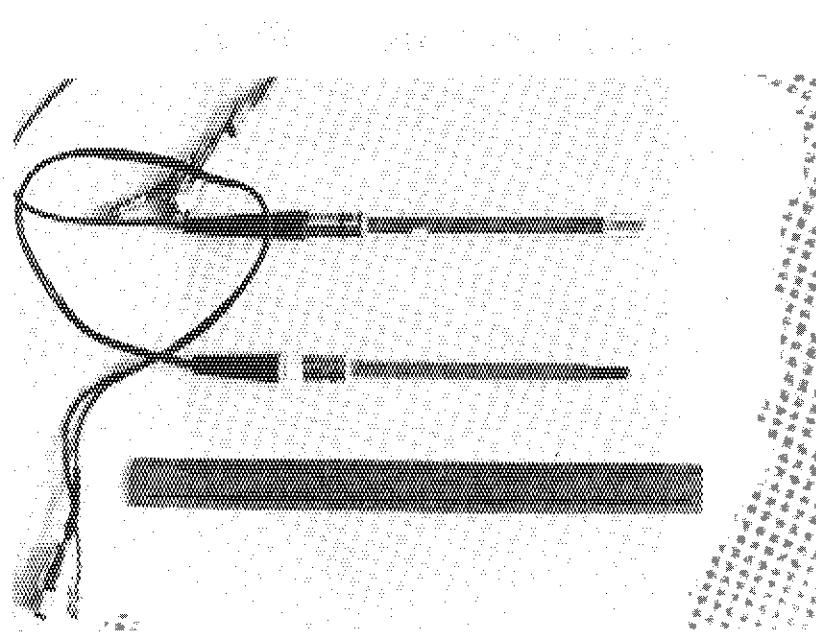


Photo. 6 A Radcon detector and one covered with a buildup cap used for gamma-ray dose measurements in the cask

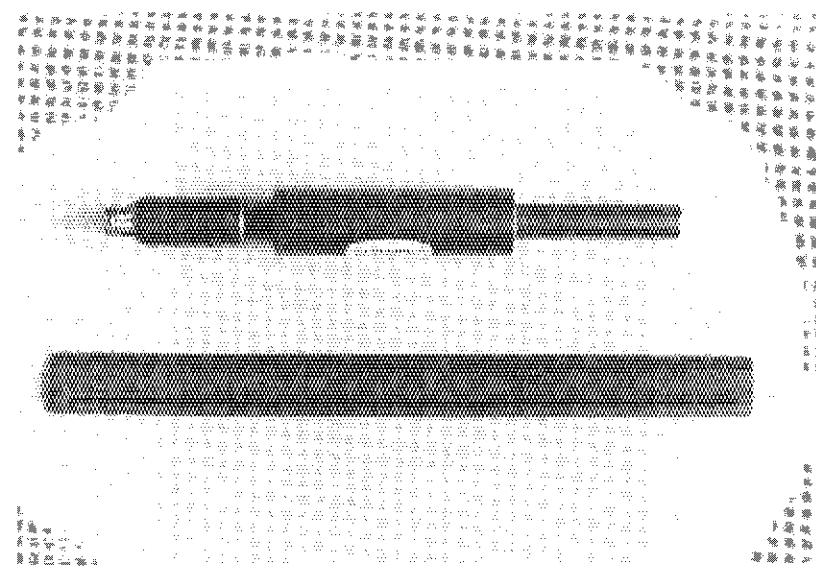


Photo. 7 A FC-165A fission counter used for the neutron measurements in the cask