

ENERGIEVERSORGUNG IM WELTRAUM



DGR-FACHBUCHREIHE

**FORTSCHRITTE
IN DER
RAUMFAHRTFORSCHUNG
BAND 2**

ENERGIEVERSORGUNG IM WELTRAUM

Band 2
der DGRR-Fachbuchreihe
„FORTSCHRITTE IN DER RAUMFAHRTFORSCHUNG“

Herausgegeben von der
Deutschen Gesellschaft für Raketentechnik und Raumfahrt e. V.
vormals Gesellschaft für Weltraumforschung

Schriftleitung: Armin M. WURSTHORN

München, 1966

Dieser Band, mit dem die DGRR-Fachbuchreihe „Fortschritte in der Raumfahrt-forschung“ weitergeführt wird, enthält die Vorträge, die anlässlich des DGRR-Symposions „Energieversorgung im Weltraum“ am 8. Dezember 1965 in Stuttgart gehalten worden sind. Die Leitung des Symposions lag in Händen von

Dr. K. EINFELD

Interatom GmbH, Bensberg/Köln

Prof. Dr. K. H. HÖCKER

Institut für Kernenergetik der Technischen Hochschule Stuttgart

Prof. Dr. E. M. KNOERNSCHILD

DVL Institut für Energiewandlung und Elektrische Antriebe, Stuttgart

Dr. H. MENKE

AEG-Flugwesen, Sondertechnik Hamburg

Die große Resonanz der Tagung war nicht zuletzt ein Wertmaß für die Tatsache, daß die Arbeiten in Deutschland zu diesem Thema bereits zu einem beträchtlichen Teil dem internationalen Standard entsprechen.

Um das Bild vom derzeitigen Stand der Entwicklungen und Forschungen auf dem Gebiet der Energieversorgung für Raumfluggeräte abzurunden, wurden in den vorliegenden Band zusätzliche Beiträge aufgenommen. Wir sind uns freilich bewußt, daß es ein unmögliches Unterfangen ist, die Aufgabe — einen umfassenden Überblick zu geben — in jeder Hinsicht befriedigend zu lösen.

Unser Dank gilt den Autoren für die erfreulich gute Zusammenarbeit. Die Herausgabe dieses Buches wurde uns durch die finanzielle Förderung des Wirtschaftsministeriums Baden-Württemberg ermöglicht, dem wir für diese Unterstützung besonderen Dank schulden.

INHALTSVERZEICHNIS

I. SÄNGER-BREDT

Einführung (Eröffnungsansprache beim DGRR-Symposium) 7

J. D. REAMS

Space-Power Subsystems — Development Status and Outlook 11

H. PFISTER

Neuere Entwicklungen auf dem Gebiet der Solarzellen 31

W. SCHULTZE

Dimensionierung von Solarzellen-Energieversorgungsanlagen für Satelliten 45

G. BARTHEL

Entwicklungsstand entfaltbarer Kunststoffspiegel als Teil einer Energieversorgungsanlage für Satelliten 81

R. PRUSCHEK

Energieversorgungsanlagen mit nuklearen Energiequellen 103

K. EINFELD und R. A. LAUFFHER

Abgrenzung der Anwendungsbereiche von Radioisotopen-Quellen und Kernreaktoren als Energieversorgungssysteme für Raumflugkörper 135

P. ZAHN	
Fortschrittliche Radionuklidgeneratoren mit thermoelektrischen Wandlern . . .	151
E. von SZABO	
Thermoelektrische Generatoren für hohe Leistungen	175
W. STEGMANN	
Entwicklung eines thermomechanischen Energiewandlers für 500 We	
Leistung	189
D. HANNEMANN	
Ein Radionuklidgenerator mit thermionischem Wandler	221
D. BUDNICK, K. JANNER, W. JUNG, W. OLDEKOP und M. PEEHS	
Thermionische Kernreaktor-Energieversorgungsanlagen für einen Leistungs-	
bereich von 5 bis 50 kWe	235
R. RADEBOLD	
Über die Konsequenzen eines Umwandlungsprozesses mit einem zweipha-	
sigen Stoffstrom	249
H. LANG, T. SCHULZ und R. RADEBOLD	
Vorläufige Experimente zum Projekt MHD-Staustahlrohr	259
C. CARPETIS	
Die Kryogentechnologie für die Energieversorgung im Weltraum	271

EIN RADIONUKLIDGENERATOR MIT THERMIONISCHEM WANDLER

D. HANNEMANN

**Entwicklungsring Nord
Bremen**

1. Einleitung +)

In einer Isotopenbatterie, oder einem Radionuklidgenerator, werden die von Radioisotopen emittierten Kernstrahlen absorbiert und ihre kinetische Energie zum größten Teil in Wärme umgesetzt. An dieser Stelle soll nun eine spezielle Isotopenbatterie beschrieben werden. Als Isotopeneinsatz wurde Strontium-90 gewählt und zwar in der Form des Strontiumoxids.

Strontium-90 ist ein β -Strahler und kommt in der Natur normalerweise nicht vor. Es fällt jedoch bei jedem Reaktorbetrieb als Spaltprodukt an. Durch die Aufbereitung dieser Spaltprodukte kann also Sr-90 für den Einsatz in einem Radionuklidgenerator gewonnen werden.

2. Strontium-90

In Tabelle 1 sind die wichtigsten Daten von ^{90}Sr und ^{90}Sr -Oxid zusammengestellt. Durch den hohen Schmelzpunkt des Strontiumoxids läßt sich eine hohe Arbeitstemperatur der Batterie verwirklichen. Sie stellt eine Voraussetzung für die Anwendung eines thermionischen Wandlers dar. Die größere Dichte des SrO erhöht gleichzeitig die Leistungsdichte und senkt dadurch die Abmessungen des Isotopeneinsatzes.

Wenn ein Radionuklidgenerator über längere Zeit ohne wesentlichen Leistungsabfall arbeiten soll, muß das Isotop eine große Halbwertszeit besitzen. Die 28 Jahre Halbwertszeit des ^{90}Sr sind aus diesem Grunde sehr günstig. Andererseits kann man aber kein Isotop mit zu großer Halbwertszeit verwenden, weil gleichzeitig die spezifische Leistung fällt.

Als spezifische Aktivität ist die β -Aktivität im Gleichgewichtszustand, der weiter unten beschrieben wird, eingetragen. Für 1 kW thermische Leistung benötigt man also etwa 300 000 Curie ^{90}Sr . Die Abschirmdaten sind der Literatur (1) entnommen.

+) Diese Arbeit wurde durch Mittel des Bundesministeriums für wissenschaftliche Forschung gefördert.

Die Eigenschaften von	^{90}Sr	^{90}SrO
Molekulargewicht	90	106
Schmelzpunkt	1073 °K	2703 °K
Siedepunkt	1423 °K	3270 °K
Dichte (20°C)	2,54 g/cm ³	4,7 g/cm ³
Halbwertszeit	28 a	
Spezifische Leistung (max.)	0,950 W/g	0,806 W/g
Leistungsdichte (max.)	229 W/cm ³	378 W/cm ³
Leistung pro Curie (max.)	0,00335 W/c	
Spezifische Aktivität (max.)	284 °C/g	241 °C/g
Aktivität pro Leistung	298,5 °C/W	
Abschirmdaten		
Halbwertsdicke für Blei	1,44 cm	
Gammadosisrate in 1 m		
Entfernung (mrem/h·W)	1850	

Tabelle 1 Eigenschaften von Strontium-90 und Strontium-90-Oxid

Ein weiterer wichtiger Punkt sind die Kosten des Isotops. Von der AEC werden 50 Dollar/g veranschlagt und man hofft, den Preis später auf 2,5 Dollar/g senken zu können. Dieser Preis ist, gegenüber den meisten anderen Isotopen, ausgesprochen niedrig. Er hängt von der Kapazität und Wirtschaftlichkeit der Trennanlagen ab.

Im ersten Bild ist das Zerfallsschema des ^{90}Sr dargestellt. Es zerfällt über ^{90}Y in ^{90}Zr und zwar über zwei β -Zerfälle. Die γ -

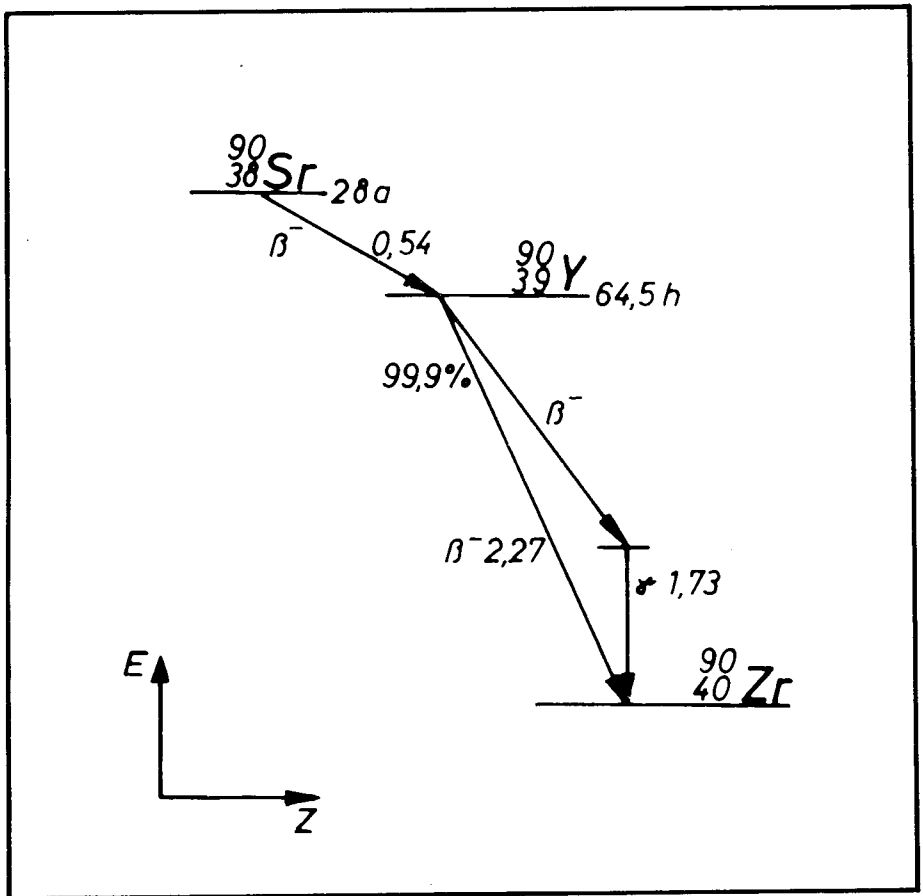


Bild 1 Zerfallsschema des Strontium-90

Strahlung hat nur einen sehr kleinen prozentualen Anteil. Infolge der kurzen Halbwertszeit des ^{90}Y stellt sich schon nach etwa 32 Tagen ein Gleichgewichtszustand ein, bei dem soviel ^{90}Y zerfällt, wie aus dem Zerfall des ^{90}Sr nachgeliefert wird, d.h. pro Zeiteinheit zerfallen gleich viele ^{90}Y -wie ^{90}Sr -Kerne. Aus diesem Grunde hat das ^{90}Sr eine relativ hohe spezifische Leistung gegenüber anderen β -Strahlern mit vergleichbarer Halbwertszeit, da sich zwei Zerfallsenergien addieren.

Die Kurven in Bild 2 veranschaulichen, wie durch die Entstehung

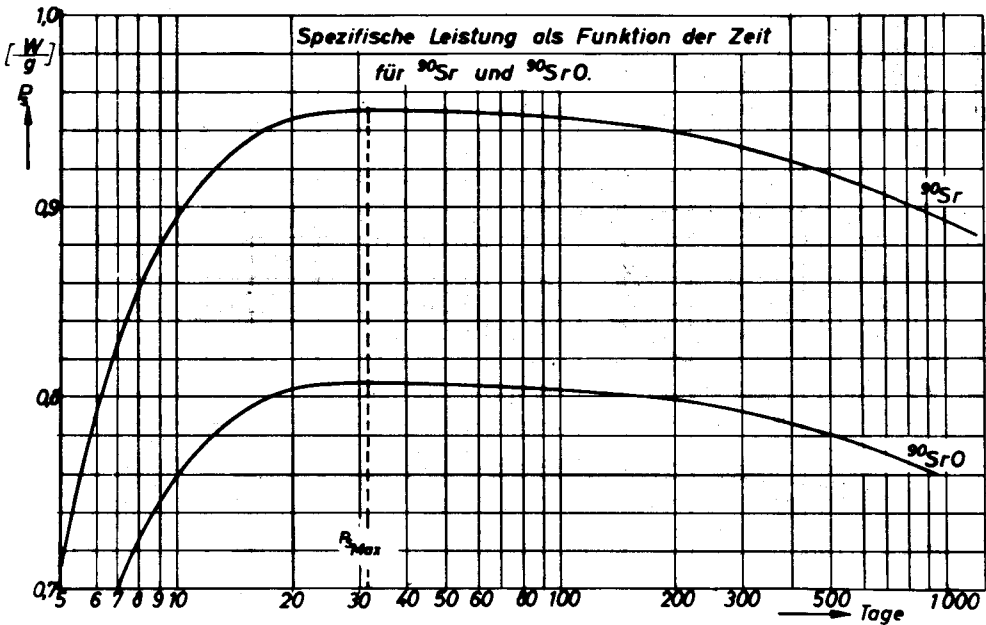


Bild 2 Spezifische Leistung als Funktion der Zeit

des ^{90}Y die spezifische Leistung ansteigt, bis der Gleichgewichtszustand erreicht ist, um dann gemäß der großen Halbwertszeit des ^{90}Sr langsam abzufallen.

Durch den Zerfall des ^{90}Sr wird in dem Isotopeneinsatz ständig ^{90}Y und ^{90}Zr erzeugt. Das ^{90}Y erreicht nach 32 Tagen seine maximale Konzentration und das stabile ^{90}Zr steigt ständig an, wie im Bild 3 dargestellt.

3. Der Energiewandler

Um die erzeugte Wärme in elektrische Energie umzuwandeln, bieten sich zwei Möglichkeiten an und zwar die thermoelektrische und die thermionische Energiewandlung. Die thermoelektrische Energiewandlung ist weitgehend erprobt, hat jedoch den Nachteil, daß der Wirkungsgrad nur 5 bis 6 % beträgt.

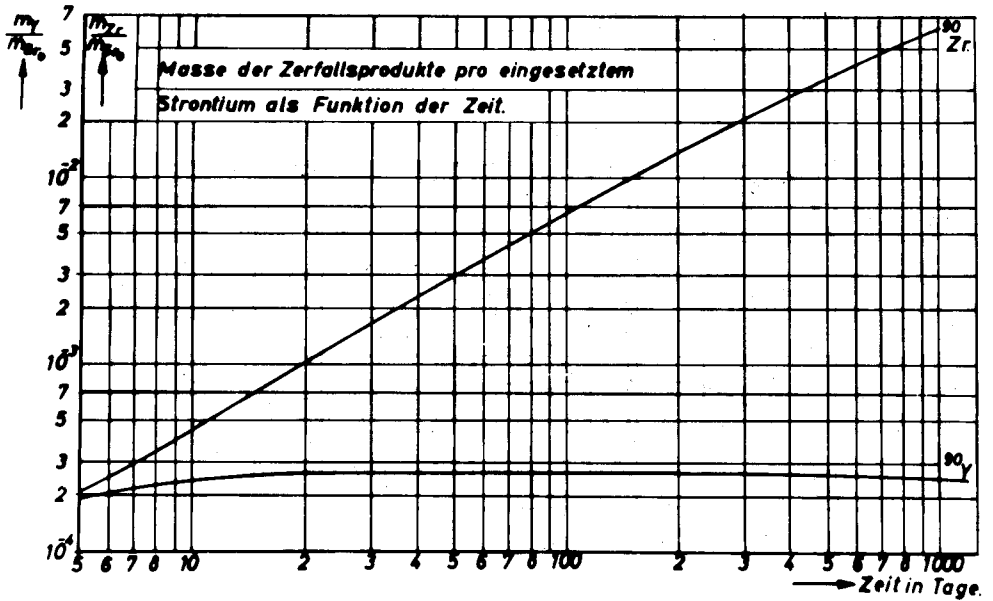


Bild 3 Masse der Zerfallsprodukte pro eingesetztem Strontium als Funktion der Zeit

Bei der thermionischen Wandlung ist ein Wirkungsgrad von etwa 15% durchaus realisierbar. Durch den höheren Wirkungsgrad wird die Masse des Radionuklidgenerators kleiner, und die Kosten für den Isotopeneinsatz sinken auf weniger als die Hälfte. Schwierigkeiten bringt jedoch das wesentlich höhere Temperaturniveau mit sich.

Die Daten des zugrunde gelegten thermionischen Wandlers sind folgende:

Emittertemperatur	2000 °K
Kollektortemperatur	1100 °K
Leistungsdichte	10 W/cm ²
Spaltgröße	ca. 0,2 mm
Wirkungsgrad	15 %
Leistung	100 W
Gasfüllung	Cs und CsF

4. Konstruktive Auslegung

Bild 4 zeigt den Entwurf einer Isotopenbatterie mit ^{90}SrO als Isotopeneinsatz und thermionischer Energiewandlung für eine Leistung von 100 W. In der Mitte der Kugel befindet sich der Isotopentopf aus Wolfram mit 126 ^{90}SrO - und 37 W-Stäben. Zwischen den Stäben befindet sich Flüssigmetall, welches den Wärmekontakt herstellt. Diese Anordnung wurde gewählt, weil die Wärmeleitfähigkeit des SrO sehr gering ist. Bei diesem Aufbau übernehmen also die Wärmeleitstäbe aus Wolfram und das Flüssigmetall den Wärmetransport.

Der größte Teil der Wärme muß dann zu einer relativ kleinen Fläche strömen, nämlich der Emitterfläche des Thermionikwandlers. Diese Wärmestromkonzentration ist notwendig, um den Thermionikwandler mit einem guten Wirkungsgrad arbeiten zu lassen.

Die Ableitung der elektrischen Energie erfolgt einmal durch die Kugelschale und zum anderen durch einen Stab, der unten am Isotopentopf angeschlossen ist. Dieser Stab soll die elektrische Energie möglichst verlustarm leiten und für die Wärme einen sehr hohen Widerstand besitzen.

In dem Hohlraum über dem Kollektor befindet sich eine Vorrichtung zur Erzeugung von Cs- und CsF-Dampf für das Thermionikelement. Die 126 eingesetzten Isotopenstäbe von 5 mm Durchmesser beinhalten eine Leistung von 766 W thermisch und haben eine Masse von 950 g. Die β -Aktivität beträgt 230 kc. Wenn die Isolationsverluste 100 W betragen, ist der äußere Wirkungsgrad immer noch 13 %. Er liegt also wesentlich über dem der Batterien mit thermoelektrischer Wandlung.

Die gesamte Masse der Batterie, wie sie in Bild 4 dargestellt ist, beträgt etwa 20 kg. Damit ergibt sich ein Leistungsgewicht von 200 p/W.

Besondere technologische Probleme bringen die hohen Temperaturen im Isotopentopf mit sich. Die maximale Temperatur beträgt etwa 2300 °K. Es muß nun sichergestellt werden, daß die im Isotopentopf vorhandenen Materialien nicht miteinander reagieren und auch

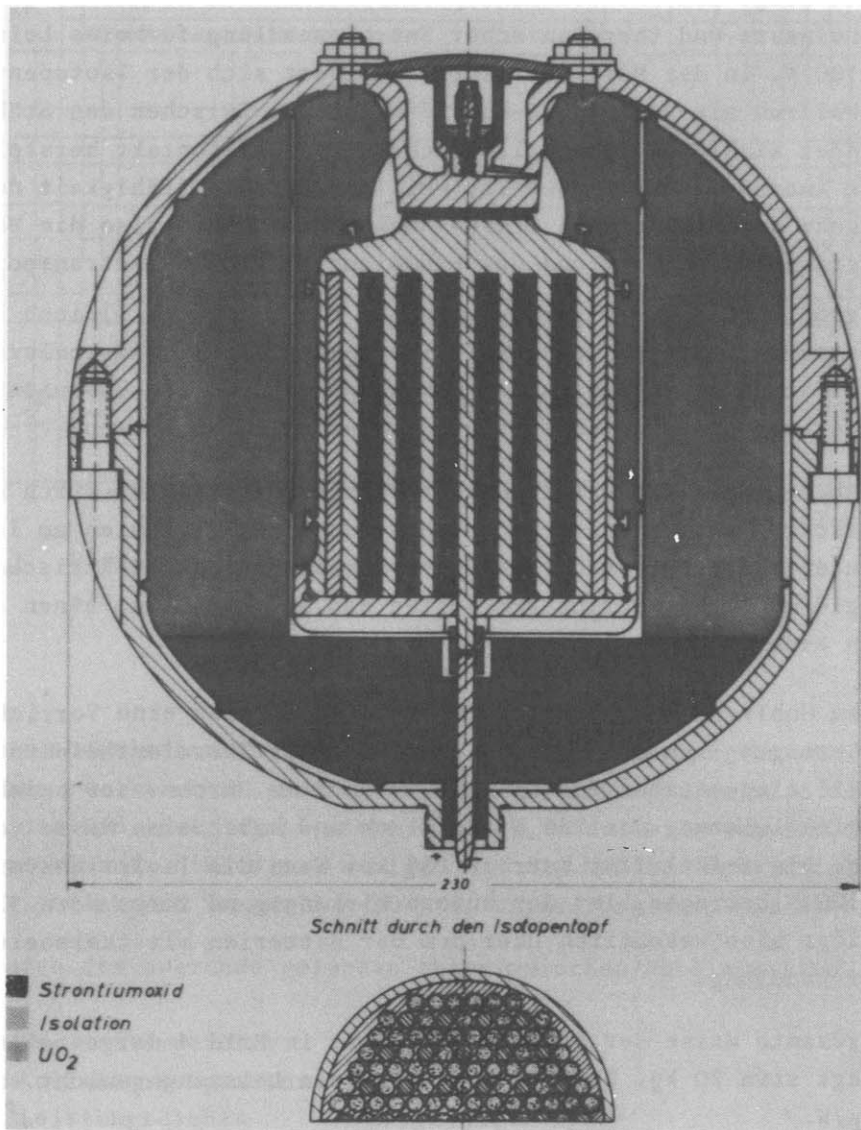


Bild 4 Isotopenbatterie mit einer Leistung von 100 We

die Diffusion in erträglichen Grenzen bleibt. Erschwerend kommt noch hinzu, daß die Batterie eine Lebensdauer von 2 bis 5 Jahren haben soll. Diese Probleme sind noch durch entsprechende Versuche zu klären.

5. Wärmeisolation

Um die oben erwähnte Wärmestrom-Konzentration zu erreichen, ist eine gute Isolation erforderlich. Sie sollte folgende Anforderungen erfüllen:

- (1) Beständigkeit bei hohen Temperaturen;
- (2) Hoher Wärmeleitwiderstand;
- (3) Gute mechanische Festigkeit;
- (4) Gute γ -Absorptionseigenschaften;
- (5) Niedrige Dichte.

Der Gesichtspunkt des niedrigen Gewichts spielt selbstverständlich auch bei allen anderen Bauteilen eine dominierende Rolle.

Zuerst wurde die Anwendung einer Reflexionsisolation geprüft, d.h. einer Isolation, die aus vielen, schichtweise angeordneten Reflektoren besteht, zwischen denen Vakuum herrscht. Es zeigte sich jedoch, daß sie in diesem Fall einer kombinierten Feststoff-Reflexisolation unterlegen ist. Die jetzige Anordnung besteht aus zwei Reflexionsschichten und dazwischenliegendem Isolationsmaterial. Dieser Aufbau läßt sich noch optimieren und zwar im Hinblick auf die Anzahl der beiden Isolationsfaktoren Reflexion und Widerstand.

Im unteren Teil der Kugel wird UO_2 , d.h. Urandioxid, als Isolator verwandt, weil sich dadurch die γ -Strahlung in Richtung auf die Nutzlast verringert. Die seitlichen Isolatoren bestehen aus leichteren Stoffen, denn dort ist die Strahlenabsorption nicht so wichtig.

6. Wärmeabstrahlung

Um den Kollektor des thermionischen Wandlers zu kühlen, muß eine genügend große Abstrahlfläche zur Verfügung stehen. Der Wärmetransport soll auch hier, wie im Inneren der Batterie, durch rei-

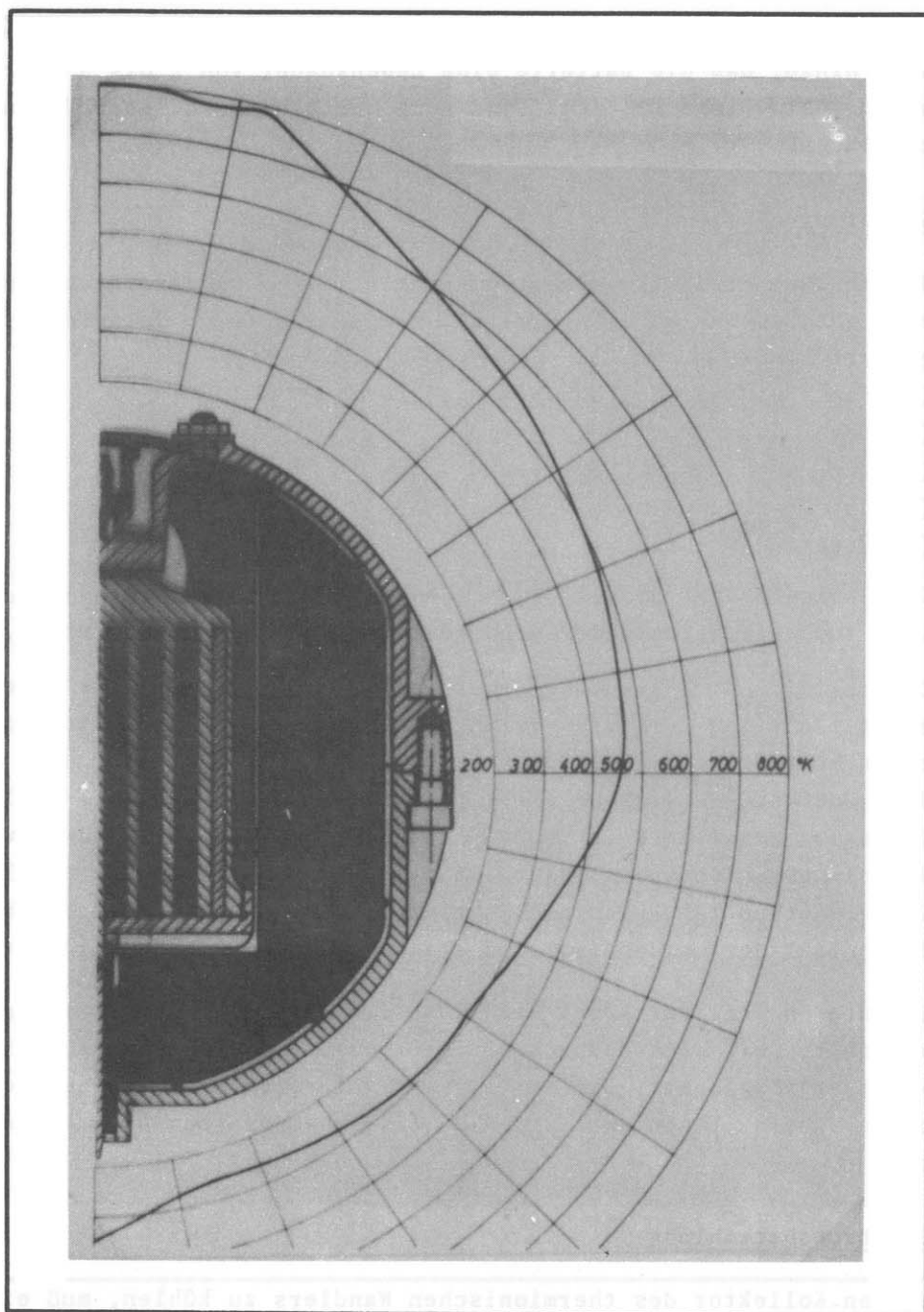


Bild 5 Temperaturverlauf an der Oberfläche der Isotopenbatterie

ne Wärmeleitung erfolgen. Die Verlustwärme wird also in den kugelförmigen Batteriemantel geleitet und von dort abgestrahlt. Durch die Aufheizung der Batteriehülle werden außerdem die Austrittsverluste verkleinert. Bild 5 zeigt den ungefähren Verlauf der Temperatur an der Oberfläche der Isotopenbatterie.

7. Strahlenschutz

Die vom ^{90}Sr emittierten β -Strahlen werden im SrO und im Strukturmaterial absorbiert. Bei der Absorption entstehen die sogenannten Bremsstrahlen, d.h. γ -Strahlen niedriger Energie. Die Intensität dieser Strahlung ist abhängig von der Ordnungszahl des Absorbermaterials und der Energie der β -Strahlen. Wenn die β -Strahlen des ^{90}Sr und ^{90}Y durch Selbstabsorption absorbiert werden, tritt 8,5% der Energie als Bremsstrahlung auf. Die Absorption in der Batterie erfolgt jedoch außerdem durch Sauerstoff und das angrenzende Flüssigmetall. Weiterhin werden natürlich insbesondere die weichen Anteile der Bremsstrahlung zum Teil von den umgebenden Materialien wieder absorbiert. Die Kernstrahlungsverluste werden deshalb etwa 3 bis 5 % betragen und damit die theoretische spezifische Leistung um diesen Wert heruntersetzen.

Diese Bremsstrahlung und die primär ausgesandte γ -Strahlung ergeben dann den gesamten abzuschirmenden Strahlungspegel. Zur Abschirmung kommt hauptsächlich Wolfram, Blei oder Uran infrage. Deshalb wurde in Richtung auf die Nutzlast hin Urandioxid als Wärmeisolation in die Batterie eingebaut.

Die vom Kern emittierte γ -Strahlung setzt bei der Absorption Elektronen frei. In den äußeren Schichten der Batteriehülle können nun diese Elektronen austreten und laden dadurch die Raumsonde auf. Deshalb werden auch Elektronen wieder eingefangen. Im Gleichgewichtszustand wird die Raumsonde von einer Elektronenwolke begleitet.

Der ungefähre Verlauf der Dosisleistung in 1 m Entfernung vom Isotopentopf ist in Bild 6 wiedergegeben. Die Schwankungen der Kurve werden durch die unterschiedliche Anordnung verschiedener Materi-

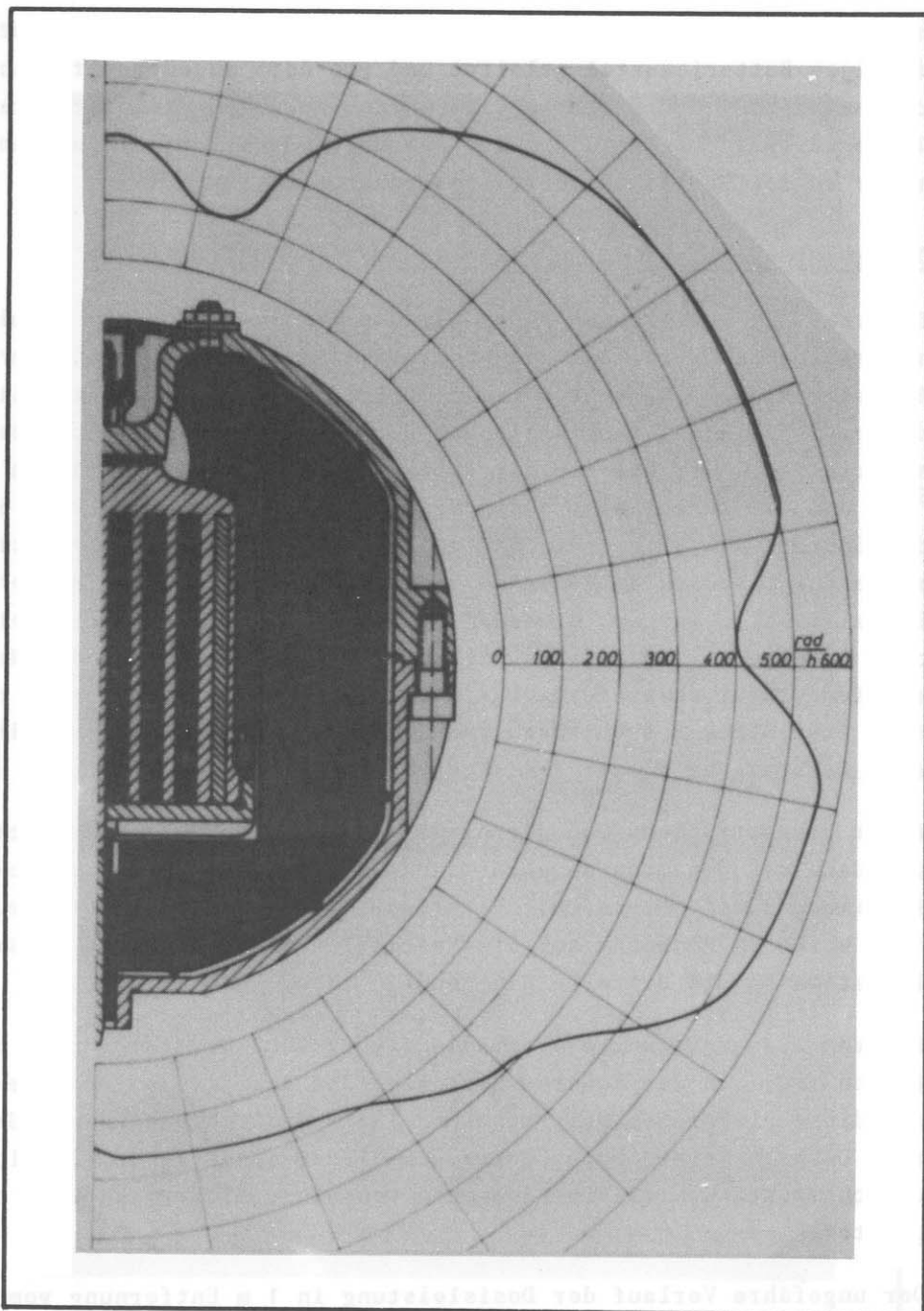


Bild 6 Dosisleistung in 1 m Entfernung vom Isotopentopf

alien hervorgerufen. In Richtung auf die Nutzlast, d.h. nach unten, ist die Dosisleistung infolge des UO_2 wesentlich geringer. Um die Dosisleistung weiter zu vermindern, kann der Abstand Batterie - Nutzlast vergrößert und ein zusätzlicher Absorber eingebaut werden. Diese beiden Abschirmfaktoren lassen sich optimieren. Zu Bild 6 ist außerdem noch zu sagen, daß die Dosisleistung sehr pessimistisch berechnet wurde. Die zulässigen Dosen für eine elektronische Nutzlast liegen im Bereich von $5 \cdot 10^5$ bis 10^7 rad für γ -Strahlung.

8. Anwendungen

Ein Radionuklidgenerator der beschriebenen Art wird hauptsächlich bei Missionen Anwendung finden, die weiter in den interplanetaren Raum hinausreichen, d.h. jenseits der Erdbahn.

Bei diesen Missionen ist nämlich eine Energieversorgung durch Sonnenzellen, infolge der schnell kleiner werdenden Leistungsdichte der Sonnenstrahlung, unwirtschaftlich und Brennstoffzellen dürf-

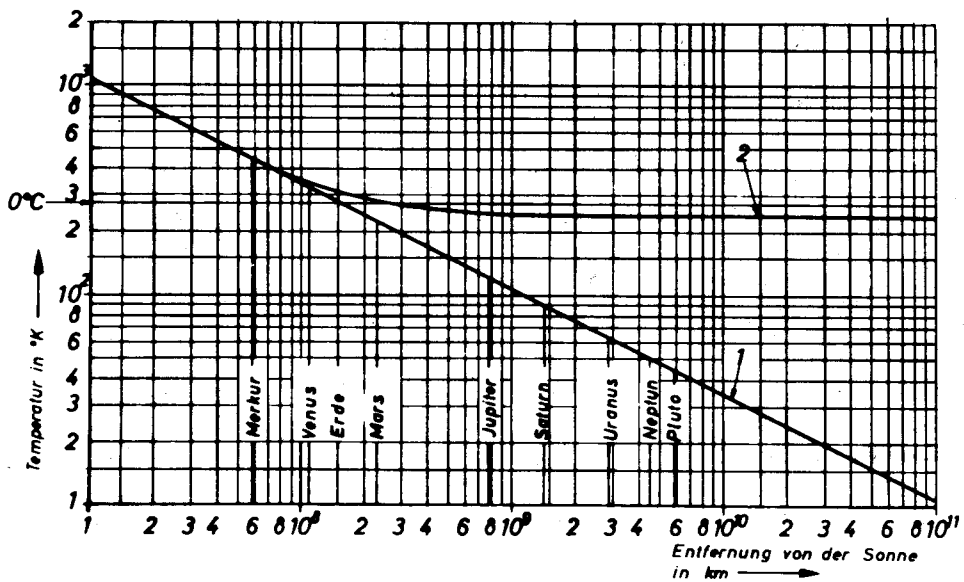


Bild 7 Gleichgewichtstemperatur einer schwarzen Sonde

ten eine zu kurze Lebensdauer aufweisen. Außerdem kommt noch hinzu, daß jenseits der Marsbahn eine zusätzliche Aufheizung der Raumsonde erforderlich werden könnte, um ein einwandfreies Arbeiten der Elektronik zu gewährleisten. Diese Aufheizung kann bei Verwendung eines Radionuklidgenerators in einfacher Weise durch dessen Verlustwärme erfolgen. Aus Bild 7 geht hervor, wie stark die Gleichgewichtstemperatur einer nichtbeheizten Raumsonde sinkt (Kurve 1) und wie hoch sie bei Verwendung eines Radionuklidgenerators bleibt (Kurve 2). Als Beispiel könnte man eine Jupiter-Mission betrachten. Ohne Aufheizung würde die Temperatur auf 120 °K sinken und mit Aufheizung nur auf 246 °K.

Weitere Anwendungsgebiete sind: Satelliten im Strahlungsgürtel, Raumsonden in einer dichten Planetenatmosphäre (z.B. Venus), Raumsonden auf der Nachtseite eines sich langsam drehenden Himmelskörpers (z.B. Mond), Meteor-Sonden und Planetoiden-Sonden.

LITERATUR:

- (1) Harold L. DAVIS: Isotope Costs and Availability. Nucleonics, 21, No. 3 (March 1963)
- (2) J. EULER: Neue Wege zur Stromerzeugung. Akademische Verlagsgesellschaft, Frankfurt/Main, 1963