

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM  
KARLSRUHE**

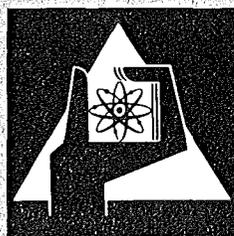
November 1973

KFK 1881

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik  
Projekt Schneller Brüter

**Reaktorsicherheit und Neutronlebensdauer**

K. Thurnay



**GESELLSCHAFT  
FÜR  
KERNFORSCHUNG M.B.H.**

**KARLSRUHE**

Als Manuskript vervielfältigt

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M.B.H.  
KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

KFK 1881

Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik

Projekt Schneller Brüter

Reaktorsicherheit und Neutronlebensdauer

K. Thurnay

Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe



### Zusammenfassung

Das Ziel dieser Untersuchung war festzustellen, ob durch eine Vergrößerung der Neutronlebensdauer eines Kernreaktors dieser bei einem eventuellen Unfall sicherer oder unsicherer wird. Aus den Rechnungen ergibt sich, daß bei kleineren Unfällen die Größe der Neutronlebensdauer die Reaktorsicherheit nur unwesentlich beeinflußt. Bei großen, unkontrollierten Unfällen vermindert eine Vergrößerung der Neutronlebensdauer die Sicherheit, da in diesem Falle die erzeugte Zerstörungsenergie zunimmt.

### The influence of the prompt neutron generation time on the safety of reactors

#### Abstract

The aim of this work was to decide if an increase in the prompt neutron generation time can make a given nuclear reactor more or less safe in the case of an eventual accident.

The calculations show that for small accidents the reactor safety is not significantly influenced by the generation time. In the case of large, uncontrolled accidents an increase in the generation time turns a reactor less safe, by increasing the destructive energy produced.

1. Seit den Jahren, in denen die ersten Entwürfe für die schnellen Brüterreaktoren entstanden, wurde viel darüber diskutiert, welchen Einfluß die Neutronenlebensdauer  $\ell$  auf die Sicherheit des Reaktors ausübt. Da beim schnellen Brüter  $\ell$  viel kleiner ist als bei einem thermischen Reaktor, befürchtete man zunächst, daß hier bei einem eventuellen Reaktorunfall ("Exkursion") die Ereignisse so schnell ablaufen würden, daß für das Sicherheitssystem keine Zeit bleiben würde, einzugreifen und die unkontrollierte Freisetzung von nuklearer Energie zu stoppen. Man erwog ernsthaft, dieses Sicherheitsrisiko dadurch zu vermeiden, daß man das schnelle Core mit einer thermischen Treiberzone koppelte und so die Neutronenlebensdauer - auf Kosten der Bruterate - künstlich vergrößerte /1,2/.

Die in dieser Zeit einsetzende intensive Beschäftigung mit den Reaktor-Exkursionen /3 - 7/ hat dieses pessimistische Bild erheblich abgeändert. Die in /3/ durchgeführte Auswertung von Exkursions-Experimenten am SPERT-I-Reaktor ergab, daß es für die Reaktorsicherheit sehr günstig ist, wenn das Core einen großen, negativen Leistungskoeffizienten besitzt, der bei der exkursionsbedingten Aufheizung des Core die Reaktivität stark herabsetzt und dadurch die Leistungsspitze der Exkursion auch ohne den Eingriff des Sicherheitssystems begrenzt.

Es zeigte sich, daß die im Mittelpunkt des technischen Interesses stehenden schnellen Brüter mit oxydischem Brennstoff im Dopplerkoeffizienten ( $\partial k_D / \partial T$ ) einen instant wirkenden negativen Leistungskoeffizienten besitzen /8,9/, und somit eine gewisse inhärente Sicherheit aufweisen.

Eine weitere Entspannung für die Brüter-Sicherheit brachten die Arbeiten /6/ und /7/. Diese beiden Arbeiten behandelten die Exkursionsverhalten von Reaktoren mit prompten, negativen Leistungskoeffizienten bei rampenförmiger Reaktivitätseingabe mit Hilfe von Näherungsmodellen. Die Exkursionen bei diesen Modellen bestehen aus einer Anzahl von aufeinanderfolgenden Leistungsspitzen ("Doppler-Schwingungen"), die Exkursionsenergie nimmt dementsprechend stufenweise zu. Wesentlich ist, daß zwar die Höhe der Energiestufen sich wie  $\sqrt{\ell}$  verhält, aber die Zeitspanne, die für das Sicherheitssystem verbleibt, um wirksam zu werden ("Totzeit") von der Neutronenlebensdauer nur schwach /6/, bzw. überhaupt nicht abhängt /7/. Dies bedeutet aber, daß der schnelle Brüter von der Neutronenlebensdauer her nicht unsicherer ist als der thermische Reaktor.

Später wurde die kurze Lebensdauer  $\ell$  der Brüter sogar als ein sicherheitstechnischer Vorteil angesehen unter dem Gesichtspunkt, daß die hier frühzeitiger auftretende erste Leistungsspitze mehr Totzeit für das Sicherheitssystem verschafft /10-13/. So schreibt z.B. HÄFELE in /12/: "Bei negativen instantanen Leistungskoeffizienten wird die kurze Neutronenlebensdauer zum Vorteil, da sie das Flußintegral unter der allein interessierenden ersten Flußspitze begrenzt und so einen größeren Zeitaufschub bis zur Produktion signifikanter Flußintegrale vermittelt. Man gewinnt also reichlich Zeit zum Abschalten des Reaktors, und ein Abschalten des Reaktors ist trivialerweise schließlich in allen solchen Störfällen immer erforderlich." Häfele fährt fort: "Es soll hier kurz betont werden, daß also die noch heute ausstehenden Sicherheitsfragen Schneller Brutreaktoren wegen des negativen Dopplerkoeffizienten nichts mit den früheren Be-

fürchtungen (-gemeint ist die Freisetzung einer großen Energiemenge in sehr kurzer Zeit infolge der kleinen Neutronenlebensdauer bei einer Exkursion-) zu tun haben."

2. Die Grundlage für die Argumentation bilden Näherungsformeln, die mit Hilfe eines vereinfachten punktkinetischen Modells für den Ablauf von Leistungsexkursionen in /7/ abgeleitet wurden. In diesem Modell werden Exkursionen betrachtet, bei denen die Störreaktivität rampenförmig verläuft:

$$k(t)-1 \equiv a \cdot t \quad (1)$$

$$a = \text{const.} > 0$$

Von den verschiedenen Rückwirkungen der Leistungszunahme wird nur die prompte Temperaturreckwirkung (Dopplerrückwirkung) berücksichtigt, mit einem konstanten Dopplerkoeffizienten:

$$dk_D(t) \equiv - \beta \cdot c_v \cdot \dot{Q}(t) dt \quad (2)$$

$$\beta \equiv - \frac{\partial k_D}{\partial T} = \text{const.} > 0$$

$\dot{Q}$  und  $T$  sind die Leistungsdichte bzw. die Temperatur im Corezentrum,  $c_v$  ist die Wärmekapazität des Brennstoffes.

Nach diesem Modell ist die Zeitdauer  $\Delta t_M$ , die bei einer Exkursion zwischen dem prompt-kritischen Zustand mit der Reaktivität:

$$k(t_{PK}) \cdot (1-\beta) = 1 \quad (3)$$

( $\beta$  = Gesamtanteil der verzögerten Neutronen)  
und dem Zeitpunkt der ersten Flußspitze  $t_M$  liegt, näherungsweise:

$$\Delta t_M = t_M - t_{PK} \approx \sqrt{\frac{2 \ell x}{a}} \cdot (1+\delta) \quad (4)$$

Hierbei sind: (+)

$$\delta = \frac{1.5}{x + \ell \ln(x)} \left(1 - \frac{1}{2x}\right), \quad (5)$$

$$x = \ln \left[ \frac{\dot{Q}_{as}}{\dot{Q}_0} \right], \quad (6)$$

$$\dot{Q}_{as} = \frac{a Q_0}{\gamma}, \quad (7)$$

$$\gamma = T_0 \cdot \beta. \quad (8)$$

$\gamma$  ist die Dopplerkonstante,  $\dot{Q}_0$ ,  $Q_0$  und  $T_0$  sind die Leistungsdichte, Energiedichte und die Temperatur im Corezentrum beim Exkursionsbeginn.

Die während der Zeit  $\Delta t_M$  erzeugte Energiedichte im Corezentrum ist laut /7/:

$$Q(t_M) - Q(t_{PK}) \approx \dot{Q}_{as} \cdot \Delta t_M \approx \frac{Q_0}{\gamma} \sqrt{2a\ell x} (1+\delta) \quad (9)$$

Die Formeln (4) bzw. (9) gelten für ein Core, in dem es keine verzögerten Neutronen gibt, d.h.

$$\beta = 0 \quad (10)$$

---

(+) Etwas bessere Näherungsformeln für  $\delta$  und  $Q(t_M) - Q(t_{PK})$  sind in /14/ beschrieben.

Falls man auch die verzögerten Neutronen berücksichtigen will, kann man die Formeln weiter verwenden, wenn man ihnen statt  $\dot{Q}_0$  eine vergrößerte Anfangsleistung

$$(\dot{Q}_0)^* = \dot{Q}_0 \beta \sqrt{\frac{2\pi}{a\ell}} \quad (11)$$

einsetzt /7/. Man erhält dann statt x

$$x^* = \ln \left[ \frac{\dot{Q}_{as}}{(\dot{Q}_0)^*} \right] \quad (12)$$

3. In der vorliegenden Arbeit wird nun die Frage untersucht, wie weit tatsächlich eine kürzere Neutronenlebensdauer mehr Sicherheit für einen Reaktor bietet. Dazu wurden Bethe-Tait-Exkursionsrechnungen mit dem Karlsruher FAUN-Z-Code /16/ bei Unfallrampen von 0.6, 6.0 und 60 \$/sec ausgeführt. Diesen Rechnungen lagen folgende Reaktoren zugrunde:

Der erste Reaktor ( $R_1$ ) entsprach im wesentlichen dem Reaktor SNR-300. Seine Neutronenlebensdauer wurde zu

$$\ell_1 = 4 \cdot 10^{-7} \text{ sec}$$

angesetzt. Der Umrechnungsfaktor von Leistung in Fluß beträgt

$$L_0 = 2.835 \cdot 10^{-14} (\text{w/g}) / (\text{n/cm}^2/\text{sec}),$$

und die verzögerten Neutronen haben einen Gesamtanteil von

$$\beta = 0.003.$$

Sonstige Eingabedaten kann man aus /15/ entnehmen.

Der zweite Reaktor ( $R_2$ ) ist mit dem ersten in allen Daten identisch bis auf die Neutronenlebensdauer; diese beträgt:

$$\ell_2 = 10^{-5} \text{ sec} = 25 \ell_1$$

Die Ergebnisse dieser Rechnungen sind in den Abbildungen 1 bis 5 dargestellt. In diesen Zeichnungen bedeuten ausgezogene Kurven Ereignisse in  $R_1$ , gestrichelte Kurven in  $R_2$ . Die Exkursionszeiten  $t'_M$ ,  $t'_B$  und  $t'_{M1}$  beziehen sich auf den Exkursionsverlauf in  $R_2$ . Die Abbildungen 1 bis 3 zeigen die Exkursionsläufe für beide Reaktoren bei unterschiedlichen Rampen an Hand des zentralen Flußes,  $\phi(t)$ , der zentralen Energiedichte,  $Q(t)$ , und der reziproken Periode

$$\alpha(t) \equiv \frac{k(t) \cdot (1-\beta) - 1}{\ell} \quad (13)$$

Die Dopplerkonstante betrug bei allen Exkursionen der Abb. 1 bis 3

$$\gamma = 0.004$$

In den Abb. 4 und 5 sind die Energiedichtewerte  $Q_E$ , die am Ende einer Exkursion im Zentrum beider Cores herrschen in Abhängigkeit von der Rampe  $a$  und der Dopplerkonstante  $\gamma$  aufgetragen.

Anfangsfluß und Anfangsenergiedichte waren in allen Rechnungen

$$\phi_0 = 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{sec}$$

$$Q_0 = 0.9088 \text{ kJoule/g}$$

4. Zunächst muß man feststellen, daß die Formeln (4) und (9) nicht für jede Exkursion anwendbar sind. Dies liegt an Folgendem:

Neben den Einschränkungen (1) und (2) ist folgende Bedingung Grundvoraussetzung für die Anwendbarkeit des Modells in /7/:

$$\begin{aligned}
 & x \gg 1 \quad \text{falls } \beta = 0 \\
 \text{bzw.} & & (14) \\
 & x^* \gg 1 \quad \text{falls } \beta \neq 0
 \end{aligned}$$

Tabelle 1 zeigt einige Werte dieser Zahl  $x^*$  für die unterschiedlichen Rampen und Dopplerkonstanten für beide Reaktoren ( $x_1^*$  bzw.  $x_2^*$ ).

Tabelle 1

		a		
		0.6 \$/sec	6.0 \$/sec	60. \$ /sec
$x_1^*$	0.002	0.0284	3.48	6.94
		$x_2^*$	1.64	5.09
$x_1^*$	0.004	-0.666	2.79	6.24
		$x_2^*$	0.944	4.40
$x_1^*$	0.006	-1.07	2.38	5.84
		$x_2^*$	0.539	4.00

Wie man sieht ist die Bedingung (14) nur bei der Rampe von 60 \$/sec befriedigend erfüllt; bei der Rampe von 0.6 \$/sec dagegen kann man die Gültigkeit der Näherungsformel gar nicht erwarten.

Die FAUN-Rechnungen zeigen auch, daß bei der Rampe von 0.6 \$/sec die in /7/ beschriebenen Dopplerschwingungen

überhaupt nicht auftreten (s. Abb.1). Beide Cores werden zerstört, ohne daß sie den prompt-kritischen Zustand erreichen konnten. Aus der Abb. 1 sieht man, daß im verzögert-kritischen Bereich trotz dem großen Unterschied in  $\ell$  bzw.  $x$  die Energie- bzw. Flußverläufe beider Reaktoren erwartungsgemäß kaum voneinander abweichen. Daß dies nicht nur bei der Dopplerkonstante  $\gamma = 0.004$  der Fall ist, bestätigt Abb. 4. Die Endenergiedichte in beiden Core ist bei dieser Rampe im ganzen Bereich von  $\gamma$  fast gleich.

Aus den Abb. 1 und 4 geht deutlich hervor, daß bei kleinen Rampen die kürzere Neutronenlebensdauer keinerlei Sicherheitsvorteile bietet; weder hat man eine zusätzliche Zeitspanne zum Abschalten, noch gibt es - falls kein scram erfolgt - einen nennenswerten Unterschied in der Exkursionsenergie.

Bei den Unfällen, bei denen die Rampe genügend groß ist, um Formeln (4) und (9) anwenden zu können, kann man keine eindeutige Aussage über den Zusammenhang zwischen Reaktorsicherheit und Neutronenlebensdauer machen.

Die Abb. 2 und 3 zeigen zunächst, daß hier zum kürzeren  $\ell$  ein kleineres  $\Delta t_M$  sowie eine kleinere erste Energiestufe gehören. Dies bedeutet aber nicht unbedingt, daß man bei einem schnelleren Core mehr Zeit zum Abschalten einer Exkursion hat, denn die Zusatzzeit  $t'_M - t_M$  steht - wie man es in der Abb. 3 besonders deutlich sieht - für diesen Prozess gar nicht voll zur Verfügung. Selbst bei einem Unfall von 6.  $\$/\text{sec}$  ist die Exkursion im schnelleren Reaktor im Zeitpunkt  $t'_M$  durch Selbstzerstörung des Core praktisch abgeschlossen (s. Abb. 2 ;  $Q_B$  ist die Energiedichte, bei der der Brennstoff zu sieden beginnt). Denn der letzte Zeitpunkt, in dem man ein Core noch abschalten könnte,  $t_B$ , ist durch

$$Q(t_B) = Q_B$$

gegeben.

Nach diesem Zeitpunkt ist ein scram weder sinnvoll, noch -wegen Coreverformungen - durchführbar. Falls man also das Flußmaximum

als Abschaltsignal für die Exkursion wählt, ist die zum Abschalten verbleibende Zeit

$$\Delta t_{AB} = t_B - t_M$$

Vom Standpunkt der Sicherheit ist es u.U.besser, statt des Maximums einen kleineren Flußwert als Exkursionssignal zu benutzen, z.B. eine 20%-ige Zunahme des Anfangsflusses im Zeitpunkt  $t_{1.2}$

$$\phi(t_{1.2}) = 1.2 \phi_0$$

Dieses Signal würde eine etwas längere Abschaltzeit von

$$\Delta t_{AB} = t_B - t_{1.2}$$

zur Verfügung stellen.

In der Tabelle 2 sind für beide Core den beiden Signalen entsprechende Abschaltzeiten für die in den Abb. 2 und 3 dargestellten Exkursionen eingetragen.

Tabelle 2

$\Delta t_{AB}$ (msec)			
Core	Signal	a	
R <sub>1</sub>	$\phi = \phi_{MAX}$	6 \$/sec	73.5
R <sub>2</sub>		60 \$/sec	0.8
R <sub>1</sub>	$\phi = 1.2 \phi_0$	6 \$/sec	-1.2
R <sub>2</sub>		60 \$/sec	-1.7
R <sub>1</sub>	$\phi = 1.2 \phi_0$	6 \$/sec	230.
R <sub>2</sub>		60 \$/sec	21.4
R <sub>1</sub>	$\phi = 1.2 \phi_0$	6 \$/sec	236.8
R <sub>2</sub>		60 \$/sec	44.6

Man sieht, daß die Zeit, die man zum Abschalten einer Exkursion haben würde, ebenso stark von dem gewählten Abschaltensignal abhängt, wie von der Neutronlebensdauer des fraglichen Core. Außerdem zeigt diese Tabelle, daß beim schnelleren Reaktor keineswegs in jedem Falle mehr Zeit zum Abschalten zur Verfügung steht, als beim langsameren, so daß in dieser Beziehung das kürzere  $\ell$  im allgemeinen keinen Sicherheitsvorteil bedeutet.

In einer anderen Hinsicht bietet die kürzere Neutronlebensdauer allerdings einen Sicherheitsvorteil: größere Rampen (6 - 60 \$/sec) erzeugen im schnelleren Core, falls es nicht gelingt, den Reaktor abzuschalten, eine kleinere Gesamtexkursionsenergie (s. Abb. 2 und 3.).

Dieser Sicherheitsvorteil bei großen Rampen wird noch deutlicher, wenn man statt der Endenergiedichte im Corezentrum eine andere, für die Zerstörungsenergie einer Exkursion charakteristische Größe betrachtet, nämlich die gesamte Exzessenergie:

$$E_{\text{ex}} \equiv \int \rho_B \left( Q(\bar{r}, t_E) - Q_B \right) dV \quad (15)$$

Das Integral ist über alle Coregebiete zu erstrecken, in denen der Integrand positiv ist. Hier sind  $\rho_B$  = Dichte des Brennstoffes und  $Q(\bar{r}, t_E)$  die Brennstoffenergiedichte am Ende der Exkursion im Corepunkt  $\bar{r}$ . Einem Unterschied von  $Q_E$  beider Cores von nur

$$2.81 - 2.35 = 0.46 \text{ kJoule/g}$$

( $a = 60 \text{ } \$/\text{s}$ ,  $\gamma = 0.003$ ) entspricht einem Unterschied in  $E_{\text{ex}}$  von

$$1978 - 875 = 1103 \text{ MJoule.}$$

5. Abschließend kann man zum Zusammenhang von Reaktorsicherheit und Neutronenlebensdauer folgendes sagen:

- a) Die in /7/ angegebenen Beziehungen können zwar unter Umständen - bei hohen Rampen, niedrigen Anfangsleistungen und bei nicht zu großen Dopplerkonstanten - die Größe und den Zeitpunkt der ersten Einergiestufe eines Rampenunfalls voraussagen. Diese Angaben reichen aber nicht aus, um die eingangs zitierte Feststellung - eine kurze Lebensdauer sei sicherheitstechnisch von Vorteil - zu begründen
- b) Um die Abhängigkeit des Exkursionsablaufes und der erzeugten Exkursionsenergie von der Neutronenlebensdauer beschreiben zu können, muß man zumindest Bethe-Tait-Rechnungen ausführen, die weder eine Einschränkung gemäß Gl.(14) kennen, noch auf die Berücksichtigung der Rückwirkungen von der Corezerstörung auf die Reaktivität verzichten müssen.

c) Die ausgeführten Bethe-Tait-Rechnungen zeigen folgendes:

Ein Reaktor, der bei sonst vergleichbaren Daten eine 25 mal größere Neutronenlebensdauer hätte als der SNR-300, wäre im Bereich

$$0.002 < \gamma < 0.006$$

bei kleinen Rampen gleich sicher, bei größeren Rampen ( $a > 6. \$/\text{sec}$ ) lediglich insofern unsicherer als der schnelle Reaktor, als bei ihm dieselbe Rampe mehr Exkursionsenergie, d.h. Zerstörung erzeugen würde, falls es nicht gelänge, das Core rechtzeitig abzuschalten

d) Der Vollständigkeit halber sei daran erinnert, daß es bei thermischen Reaktoren ( $\ell \sim 10^{-3} - 10^{-4} \text{ sec}$ ) im allgemeinen schwierig oder unmöglich ist, große Rampen zu erzeugen.

Die größte bekannte Rampe bei diesen Reaktoren wurde durch eine Steuerstabbewegung erzeugt (SL1-Unfall, siehe z.B. /17/ ) und sie betrug rund 30 \$/sec. Diese Rampe stellte aber dadurch einen Extremfall dar, daß der betreffende Steuerstab einen Gesamtreaktivitätswert hatte, der 4 \$ überstieg. Bei den schnellen Reaktoren ( $\ell \approx 4 \cdot 10^{-7}$  s) müssen dagegen auch Rampen von 60 \$/sec und mehr betrachtet werden. Sicherheitsüberlegungen, die sich lediglich auf die kurze Neutronenlebensdauer in schnellen Reaktoren stützen, treffen deshalb nicht den Kern des Problems.

Ich danke Herrn Professor Dr. K. Wirtz für die Anregung zu dieser Arbeit und für wertvolle Diskussionen, sowie Herrn F.G. Kluge für die Ausführung der FAUN-Rechnungen.

Literatur

- /1/ R.AVERY: Coupled Fast-Thermal Reactor. Fast Reactor  
Inf.Meeting S. 272 (Chicago,1957)
- /2/ R.AVERY: Breeding in Coupled Fast-Thermal Systems.  
Proc. on the Conf. on the Phys. of Breeding  
ANL-6122 S. 177 sowie S. 184-185 (Argonne,1959)
- /3/ S.G. GORBES, F.L. BENTZEN, P.FRENCH, J.E. GRUND, J.C.HAIRE,  
W.E. NYER and R.F. WALKER: Analysis of Self-Shutdown  
Behaviour in the SPERT I. Reactor  
IDO - 16528 (1959)
- /4/ W.J. McCARTHY jr., R.B. NICHOLSON, D.OKRENT and V.Z. JANKUS:  
Studies of Nuclear Accidents in Fast Power Reactors.  
2. Genfer Konferenz, P/2165 (1958)
- /5/ R.B. NICHOLSON: Methods for Determining the Energy Release  
in Hypothetical Reactor Meltdown Accidents  
APDA-150 (1962)
- /6/ P.DOSCH: Leistungsschwankungen eines Reaktors im prompt  
kritischen Gebiet bei rampenförmigen Reaktivitätsstörungen.  
Nukleonik, Vol. 4. S.258 (1962)
- /7/ W.HÄFELE: Prompt überkritische Leistungsexkursionen in  
schnellen Reaktoren.  
Nukleonik, Vol.5. S.2+1 (1963)
- /8/ H.A. BETHE: On the Doppler Effect in Fast Reactors  
APDA-119 (1957)
- /9/ P. GREEBLER, B.A. HUTCHINS: The Doppler Effect in a  
Large Fast Oxyde Reactor. Proc. of the Sem. on the Phys.  
of Fast and Interm. Reactors  
Vol. 3, Chapt.IV. 3 (1962)

- /10/ P.DOSCH: Regelung und Instrumentierung von schnellen  
Reaktoren  
KFK-146 (1962)
- /11/ K.OTT: Theorie verzögerter überkritischer Exkursionen  
zur Messung der Doppler-Koeffizienten schneller Reaktoren.  
Nukleonik, Vol.5 S.285 (1963)
- /12/ W.HÄFELE, H.KRÄMER: Technischer und wirtschaftlicher  
Stand der Kernenergie in der B.R.D. Teil II., S.42  
Jül-775-RG, KFK-1430 (Juni 1971)
- /13/ W. HÄFELE: Basic Problems of the Developement of Fast  
Breeder Reactors S. 6 . Int. Conf. on Fast Reactors, Aix-en-  
Provence, (Sept. 2-4,1971)
- /14/ D. BRAESS, K. THURNAY: Theoretische Behandlung schwerer  
Unfälle ....  
KFK 813, EUR 3971d, (1968)
- /15/ F.G. KLUGE, K. THURNAY: Theoretische Behandlung von schweren  
Unfällen ....  
KFK 1057, EUR 4314d, S. 36 (1969)
- /16/ K. THURNAY: FAUN-Z, KFK 1044, EUR 4310d (1969)
- /17/ T.J. THOMPSON, J.G. BECKERLEY: The Technology of Nuclear  
Reactor Safety,  
Vol.1 S. 676; The MIT Press. Cambridge (1964)

Abb.1: Exkursionsabläufe zweier gleicher Reaktoren mit unterschiedlicher Neutronlebensdauer

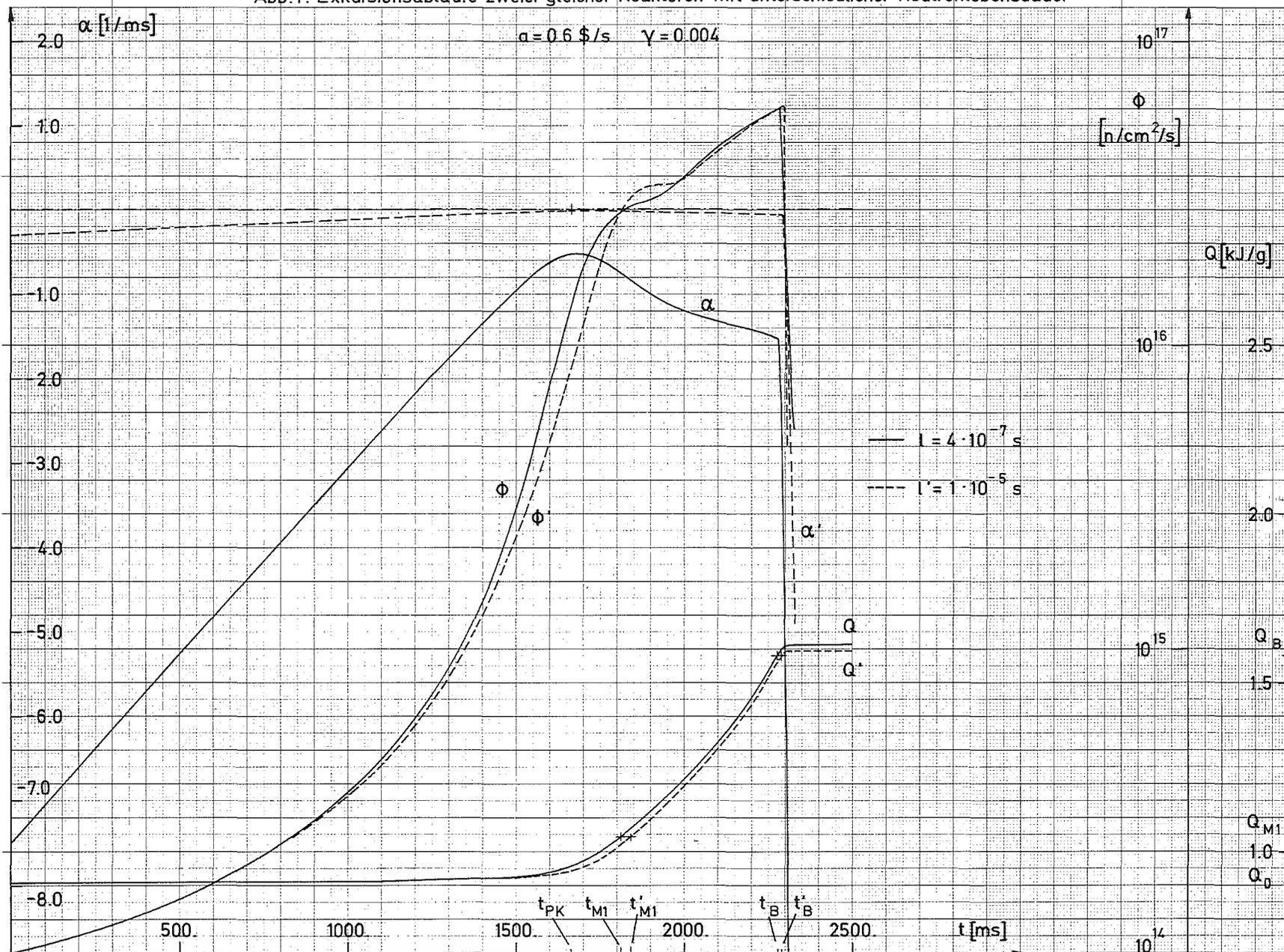


Abb. 2: Exkursionsabläufe zweier gleicher Reaktoren mit unterschiedlicher Neutronlebensdauer

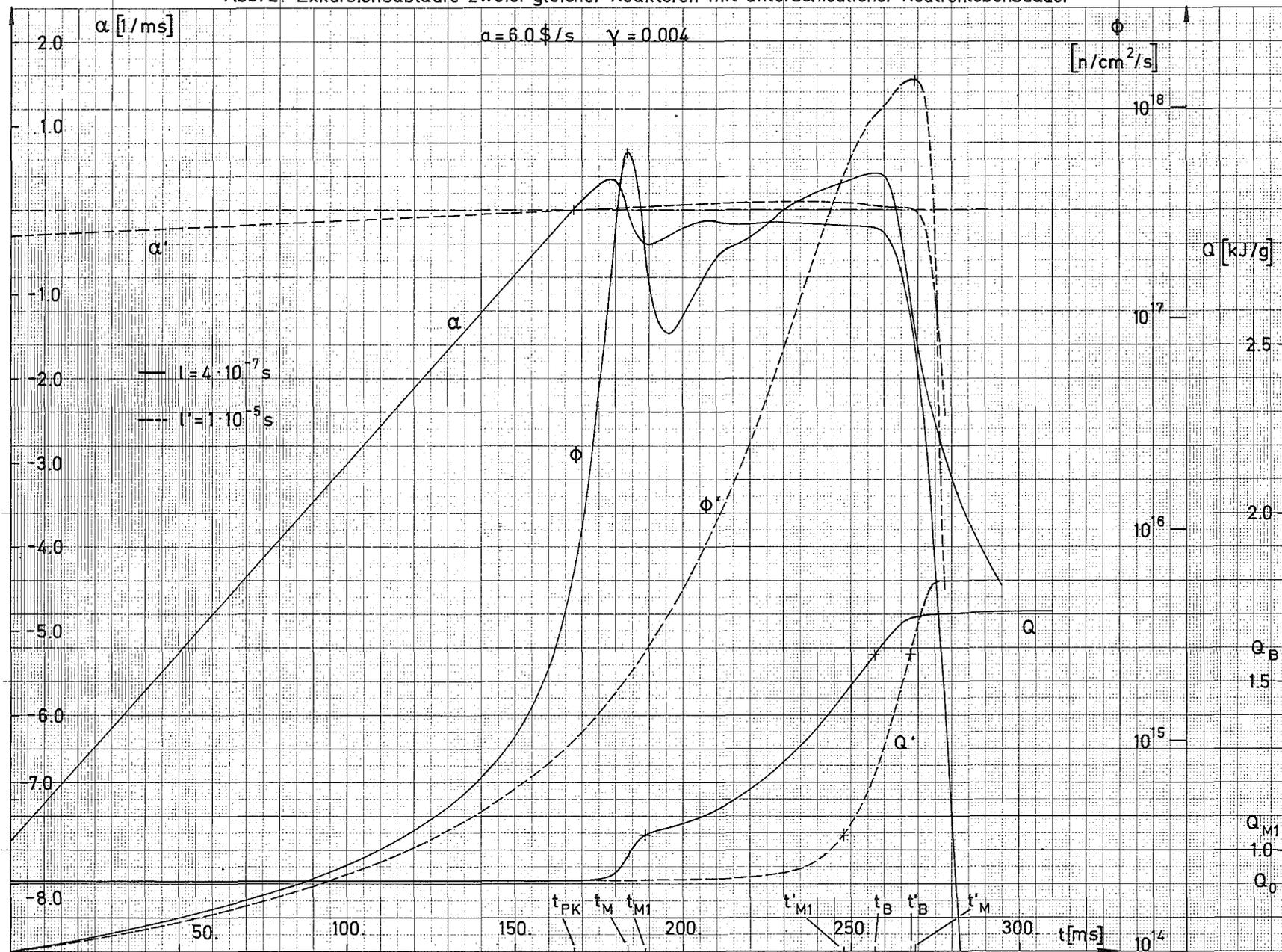


Abb.3: Exkursionsabläufe zweier gleicher Reaktoren mit unterschiedlicher Neutronlebensdauer

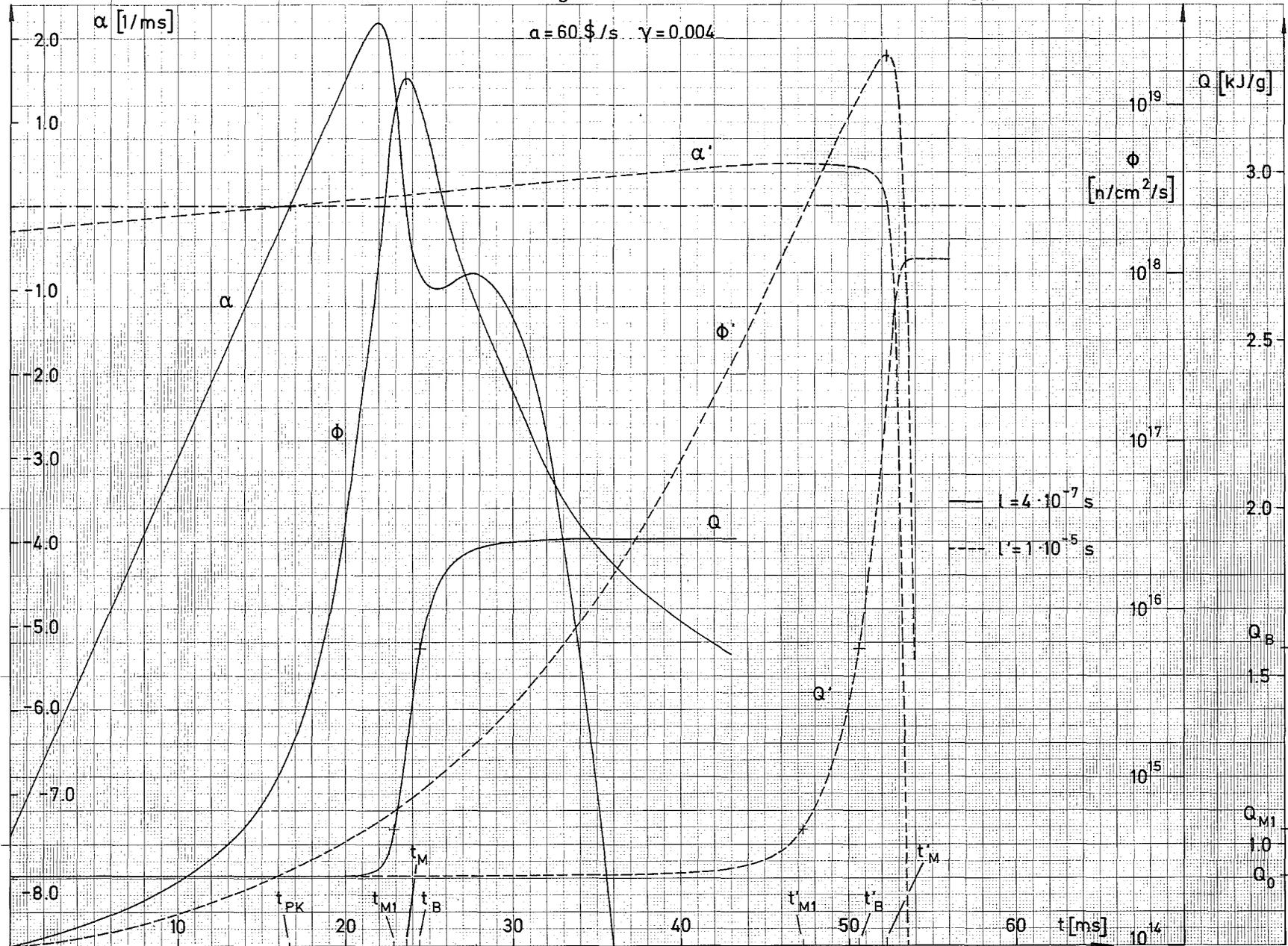
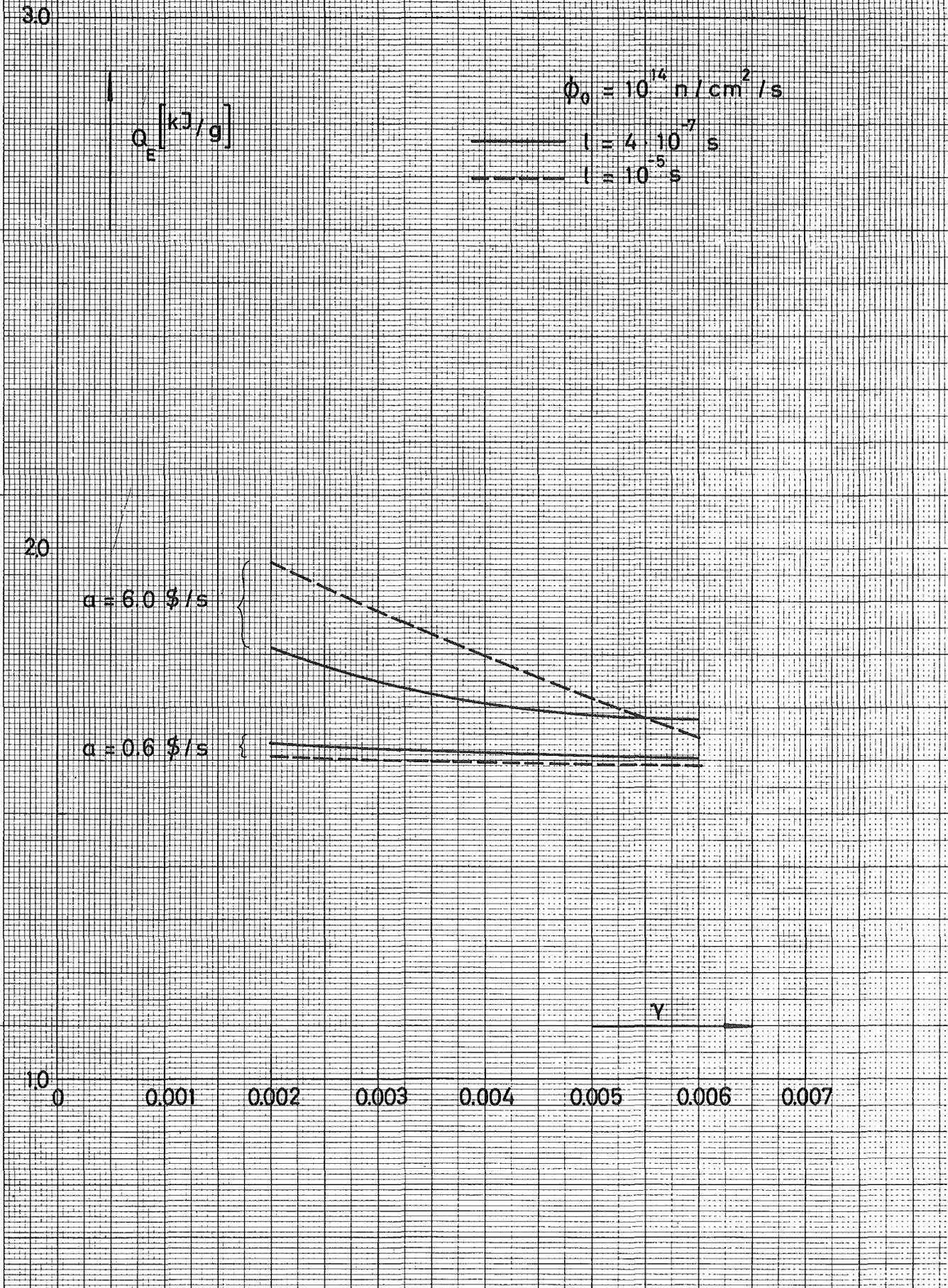


Abb. 4: Endenergiedichte in Zentren zweier gleicher  
Reaktoren mit unterschiedlichen Neutronen-  
lebensdauern



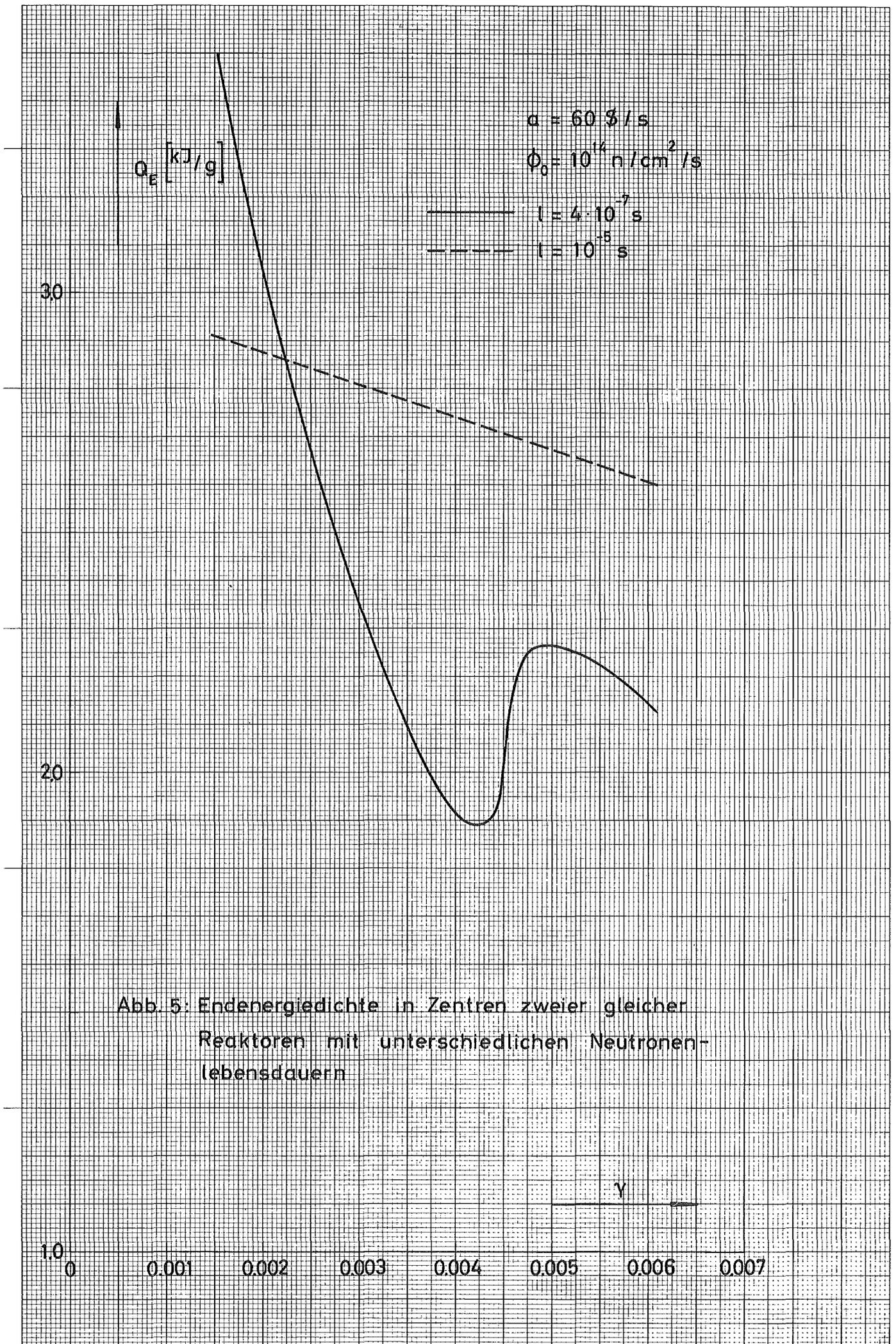


Abb. 5: Endenergiedichte in Zentren zweier gleicher  
 Reaktoren mit unterschiedlichen Neutronen-  
 lebensdauern