

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

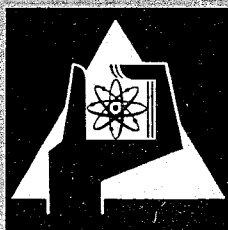
Oktober 1966

KFK 518

Abteilung Strahlenschutz und Dekontamination

Zur Frage der Strahlenbelastung bei einem Reaktorunfall

L. A. König



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

Internationale Monatsschrift für angewandte Atomenergie in Technik, Industrie, Naturwissenschaften, Medizin einschließlich Biophysik und Strahlenschutz unter besonderer Berücksichtigung der Raumfahrtforschung und -technik

Hauptschriftleiter: Prof. Dr. rer. nat. Dr. med. E. H. Graul, 355 Marburg/Lahn, Lahnstraße 4a

Verlag G. Braun, 75 Karlsruhe, Karl-Friedrich-Straße 14-18 · Postfach 129 · Telefon: 26951-56 · Telex: 7826 904 vgb d

Zur Frage der Strahlenbelastung bei einem Reaktorunfall

Von L. A. König

Aus der Hauptabteilung Strahlenschutz und Dekontamination des Kernforschungszentrums Karlsruhe

1. Einleitung

Bei der Untersuchung des maximal glaubhaften Unfalls eines Reaktors sind außerhalb des Reaktorgebäudes folgende Formen der Strahlenbelastung in Betracht zu ziehen:

1. die direkte Belastung durch die in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Aktivität,
2. die Belastung infolge der Direktbestrahlung aus der Abluft-fahne,
3. die Belastung durch Inhalation kontaminierter Luft und die sich daraus ergebende Inkorporation,
4. die Belastung durch Ablagerung aus der radioaktiven Wolke auf den Boden und die daraus resultierende Direktbestrahlung und
5. die Belastung infolge des Verzehrs kontaminierter Nahrungsmittel pflanzlicher und tierischer Herkunft.

In der vorliegenden Arbeit soll der Anteil einer Reihe von Nukliden an den verschiedenen Belastungsarten diskutiert werden. Hierbei soll der Verzehr kontaminierter Nahrungsmittel außer acht gelassen werden, da diese Form der Strahlenbelastung auch von Bedingungen abhängt, die erst im Einzelfall ermittelt werden müssen (Verteilung der Lebensmittel, Essensgewohnheiten der Bevölkerung), und die durch Restriktionen bei der Verteilung von Nahrungsmitteln reguliert werden kann. Insbesondere kann erreicht werden, daß durch Lagerung die Aktivität in Nahrungsmitteln wesentlich abklingt oder aber, daß diese Nahrungsmittel an einem Ort verzehrt werden, wo keine andere Form der Strahlenbelastung entstanden ist. Dieses Vorgehen erscheint um so mehr berechtigt, als der maximal glaubhafte Unfall mit einer nur äußerst geringen Wahrscheinlichkeit eintreten wird. Auf jeden Fall muß die Freigabe kontaminationsverdächtiger Nahrungsmittel zum Verzehr von Messungen abhängig gemacht werden.

2. Voraussetzungen der vorliegenden Betrachtung

2.1 Physikalische und biologische Voraussetzungen der Berechnungen

Die Durchführung der Berechnungen erfordert die Kenntnis einiger physikalischer und biologischer Daten. Tabelle 1 enthält für eine Reihe von Spaltprodukten sowie für ^{239}Pu eine Zusammenstellung der physikalischen Halbwertszeiten $T_{1/2}$, der effektiven Halbwertszeiten T_{eff} , der effektiven Energien E_{eff} bei Bestrahlung des Körpers von innen und von außen sowie Angaben über das kritische Organ und die bedeutendste Bestrahlungsart. Die Angaben sind mit Ausnahme [1] jener für ^{87}Kr der Zusammenstellung [2] entnommen.

Tabelle 2 enthält die Annahmen über die Gewichte der kritischen Organe. Es werden nur Erwachsene berücksichtigt. Für Kinder sind im Fall der Bestrahlung von innen infolge Inkorporation Modifikationen notwendig, auf die z. B. in den Arbeiten [1, 3] eingegangen wird, die jedoch für die folgende Betrachtung keine Rolle spielen. Es handelt sich dabei um Faktoren unterhalb 5.

Tabelle 2. Annahmen über die Gewichte der kritischen Organe

Gesamter Körper	$7 \cdot 10^4$ g
Knochen	$7 \cdot 10^3$ g
Schilddrüse	20 g

2.2 Voraussetzungen über den Unfall

Als Unfall wird der Verlust des Kühlmittels durch Leckwerden des Primärkreislaufes angesehen. Es werde der Bruchteil p von Brennelementen beschädigt. Aus diesen beschädigten Brennelementen werde von der vom Nuklid i vorhandenen Aktivität $A_{i,e}$ der

Tabelle 1. Für die Rechnung vorausgesetzte physikalische und biologische Daten

Nuklid	$T_{1/2}$	kritisches Organ (Bestrahlungsart)	T_{eff} [d]	E_{eff} [MeV] äußere Bestrahlung	E_{eff} [MeV] Bestrahlung von innen
^{87}Kr	1,3 h	Gesamtkörper (äußere Bestrahlung)	—	2,8	—
$^{88}\text{Kr}/^{88}\text{Rb}$	2,8 h		—	4,1	—
^{133}Xe	5,3 d		—	0,19	—
^{135}Xe	9,2 h		—	0,62	—
^{131}I	8,1 d	Schilddrüse (Bestrahlung von innen nach Inhalation und Ingestion)	7,6	0,44	0,23
^{132}I	2,3 h		0,097	1,7	0,65
^{133}I	21 h		0,87	0,84	0,54
^{135}I	6,7 h		0,28	1,3	0,52
^{89}Sr	51 d	Knochen (innere Bestrahlung nach Inhalation und Ingestion)	50,4	0,55	2,8
^{90}Sr	28 a		$6,4 \cdot 10^3$	1,1	5,5
^{91}Y	58 d		58	0,59	2,9
^{137}Cs	30 a		70	0,59	0,59
$^{140}\text{Ba}/^{140}\text{La}$	12,8 d	Knochen (innere Bestrahlung nach Inhalation und Ingestion)	10,7	2,3	4,2
^{144}Ce	284 d		243	1,3	6,3
^{239}Pu	$2,4 \cdot 10^4$ a		$7,2 \cdot 10^4$	—	270

Bruchteil v_i (Freisetzungsfaktor) in den Primärkreislauf hinein freigesetzt. Infolge von Vorgängen innerhalb des Primärkreislaufs (z. B. Ablagerung und Auswaschen) wird die Aktivität um den sogenannten inhärenten Filterfaktor f_i^{inhr} vorgefiltert, bevor sie aus dem Leck austritt. Durch Ablagerung innerhalb des Sicherheitsbehälters und eventuelles Auswaschen durch eine Sprinkleranlage sowie durch die Wirkung der Filter gelangt nur der Bruchteil f_i , der aus dem Primärkreislauf ausgetretenen Aktivität in die Atmosphäre. Die Leckrate l des Sicherheitsbehälters soll durch den Unfall unbeeinflusst bleiben und zeitlich konstant sein. In dem Sicherheitsbehälter soll Unterdruck gehalten werden. Wegen der vorhandenen Lecks dringt Luft in den Sicherheitsbehälter ein, so daß zur Unterdrückhaltung die entsprechende Luftmenge über den Schornstein abgeführt werden muß.

Bezeichnet man den meteorologischen Ausbreitungsfaktor mit $\chi(x)$ [sec/m³] - x sei die Entfernung vom Unfallort -, den Dosisfaktor für Nuklid i mit g_i [rem · m³/Ci · sec], die physikalische Zerfallskonstante mit λ_i , so ergibt sich für das durch Nuklid i verursachte Dosisäquivalent D_i die Beziehung

$$D_i = g_i \cdot A_i^f \cdot \chi(x) \quad (1)$$

$$\text{mit } A_i^f = p \cdot v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} \cdot f_i \cdot l \cdot A_{i,c} \int_0^\infty e^{-(\lambda_i+l)t} dt$$

$$= \frac{p \cdot v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} \cdot f_i \cdot l}{\lambda_i + l} \cdot A_{i,c} \quad (1a)$$

A_i^f ist die vom Nuklid i freigesetzte Aktivität. (Das Abklingen der Aktivität während des Transports in der Atmosphäre wird hier nicht berücksichtigt.)

Bei den bisher bekanntgewordenen Fällen der Freisetzung von Aktivität aus einem Reaktor hat Jod-131 eine wesentliche Rolle gespielt. Im folgenden wird daher die Strahlenbelastung auf die Schilddrüsensdosis infolge Inhalation von Jod-131 bezogen. Setzt man in Gleichung (1) die Werte ein

$$A_{131I,c} = 25000 \text{ Ci/MW,}$$

$$g_{131I}^{\text{inhl}} = 3,4 \cdot 10^2 \frac{\text{rem} \cdot \text{m}^3}{\text{Ci} \cdot \text{sec}},$$

$$l = 10^{-2} \text{ d}^{-1} = 1,16 \cdot 10^{-7} \text{ sec}^{-1},$$

$$\lambda_{131I} = 1,0 \cdot 10^{-6} \text{ sec}^{-1},$$

so erhält man, wenn P die Reaktorleistung in MW bedeutet,

$$D_{131I}^{\text{inhl}} = 8,9 \cdot 10^5 \cdot f_{131I} \cdot p \cdot v_{131I} \cdot f_{131I}^{\text{inhr}} \cdot \chi(x) \cdot P \quad (2)$$

Der Dosisfaktor g_i ist für den Fall der äußeren Bestrahlung und der Inhalation verschieden. Wir unterscheiden daher im folgenden g_i^{inhl} für die Inhalation und g_i^{subm} für die äußere Bestrahlung. In den Werten für g_i sind gewisse Modellvorstellungen verarbeitet. Wir setzen im folgenden voraus, daß die äußere Bestrahlung aus einem unendlich ausgedehnten Halbraum erfolgt. Setzt man hierbei als Konzentration die wirklich beobachtete maximale Konzentration an, so erhält man auf diese Weise eine Abschätzung nach oben.

3. Die Dosis infolge der Direktstrahlung aus dem Sicherheitsbehälter

Die Frage der Direktbestrahlung aus der Reaktorhalle wird z. B. in der Arbeit von Blässer und Wirtz [4] behandelt. Dort ist der Fall durchgerechnet, daß der Reaktor 180 Tage mit einer Leistung von 1 MW gelaufen ist. Es wird das Vorhandensein eines Sicherheitsbehälters aus Stahl vorausgesetzt, dessen Wandstärke 2 cm beträgt. Unter der Voraussetzung, daß alle Aktivität aus der Abschirmung heraus in den Sicherheitsbehälter hineingelangt, ergeben sich in der genannten Arbeit für verschiedene Entfernungen r und verschiedene Aufenthaltszeiten T in der Umgebung des Unfallortes die Dosen nach Tabelle 3.

Zur Vereinfachung der Rechnung war bei der Aufstellung der Tabelle der Sicherheitsbehälter als isotrope Punktquelle behandelt worden. Diese Voraussetzung trifft in der Wirklichkeit sicher

Tabelle 3. Integrierte Dosis der direkten Strahlung [r] nach Blässer und Wirtz [4]

r [m]	T			
	1 h	1 d	1 Woche	100 d
300	0,72	9,2	48	240
600	$3,6 \cdot 10^{-2}$	0,44	2,4	10
900	$3,0 \cdot 10^{-3}$	$3,2 \cdot 10^{-2}$	0,17	0,68
1200	$3,2 \cdot 10^{-4}$	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-2}$	$6,8 \cdot 10^{-2}$
1500	$4,0 \cdot 10^{-5}$	$3,8 \cdot 10^{-4}$	$2,2 \cdot 10^{-3}$	$6,8 \cdot 10^{-3}$
1800	$5,4 \cdot 10^{-6}$	$5,0 \cdot 10^{-5}$	$3,0 \cdot 10^{-4}$	$9,2 \cdot 10^{-4}$

nicht zu. Die ungleichmäßige Abschirmung durch Einbauten innerhalb des Sicherheitsbehälters sowie durch Hindernisse zwischen dem Sicherheitsbehälter und dem Bestrahlungsort bewirkt erhebliche Abweichungen von der Isotropie. Hinzu kommt noch, daß bei einem wirklichen Unfall sicher nicht sämtliche in den Brennelementen vorhandene Aktivität in den Raum zwischen biologischem Schirm und Sicherheitsbehälter hineingelangen kann. Vielmehr wird ein erheblicher Anteil der Aktivität hinter der Abschirmung verbleiben. Tabelle 3 gibt also eine obere Grenze für die mögliche Strahlenbelastung an. Für die folgende Betrachtung genügt diese Abschätzung. Bei einer realistischen Betrachtungsweise müßte man einen von der Richtung sowie von den Freisetzung- und inhärenten Filterfaktoren abhängigen Korrekturfaktor anwenden.

4. Die aus der Abluffahne resultierende Strahlenbelastung

Da im folgenden alle Dosen auf die Inhalationsdosis von ¹³¹I bezogen werden sollen, empfiehlt es sich, eine Reihe von Abkürzungen zu definieren:

$$\alpha_i = \frac{A_{i,c}}{A_{131I,c}};$$

$$\gamma_i^{\text{inhl}} = \frac{g_i^{\text{inhl}}}{g_{131I}^{\text{inhl}}}, \quad \gamma_i^{\text{subm}} = \frac{g_i^{\text{subm}}}{g_{131I}^{\text{inhl}}};$$

$$\delta_i = \frac{\text{zulässige } ^{131}\text{I-Dosis für Schilddrüse}}{\text{zulässige Dosis durch Nuklid } i \text{ für kritisches Organ}}$$

$$A_i = \frac{\lambda_{131I} + l}{\lambda_i + l};$$

$$\Phi_i = \frac{v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} \cdot f_i}{v_{131I} \cdot f_{131I}^{\text{inhr}} \cdot f_{131I}};$$

$$\alpha_i^f = \alpha_i \cdot A_i \cdot \Phi_i;$$

$$A_{f,i}^{\text{inhl}} = \alpha_i \cdot A_i \cdot \Phi_i \cdot \gamma_i^{\text{inhl}} = \alpha_i^f \cdot \gamma_i^{\text{inhl}};$$

$$A_{f,i}^{\text{subm}} = \alpha_i \cdot A_i \cdot \Phi_i \cdot \gamma_i^{\text{subm}} = \alpha_i^f \cdot \gamma_i^{\text{subm}};$$

$$v_i = \frac{v_{gi}}{v_{g^{131I}}} \quad (v_g \text{ Ablagerungsgeschwindigkeit, s. unten});$$

$$\alpha_i = \alpha_i^f \cdot v_i.$$

Die aus der Abluffahne resultierende Strahlenbelastung hängt von der tatsächlichen Aktivitätsabgabe ab. Diese läßt sich nur abschätzen, wenn man konkrete Annahmen über die in Gleichung (1) eingehenden Faktoren p , v_i , f_i^{inhr} und f_i bzw. deren Produkt macht. Die der folgenden Rechnung zugrunde gelegten Faktoren sind in Tabelle 4 zusammengefaßt.

Bei einem wirklichen Reaktorunfall sind abhängig vom Reaktortyp und den Unfallbedingungen Abweichungen gegenüber Tabelle 4 zu erwarten. Die Größen p und v_i hängen u. a. von den erreichten

Tabelle 4. Annahmen über den Freisetzungsmechanismus

	Edelgase	Halogene	Feste Spaltprodukte und Plutonium
p	100%	100%	100%
v_i	100%	100%	20%
f_i^{inhr}	100%	10%	5%
f_i	100%	10%	0,1%
$p \cdot v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} \cdot f_i$	1	10^{-2}	10^{-5}
Φ_i	10^2	1	10^{-3}

Temperaturen, f_i^{inhr} und f_i von Einzelheiten des Reaktors und des Sicherheitsbehälters ab. Bei der Diskussion in Abschnitt 6 wird hierauf nochmals eingegangen.

In Tabelle 5 ist die Zusammensetzung der relativen Dosen $\Delta_{f,i}^{\text{inhl}}$, die sich bei Voraussetzung eines intakten Sicherheitsbehälters und des in Tabelle 4 beschriebenen Freisetzungsmechanismus ergeben, dargestellt. Die Ausdrücke für $\Delta_{f,i}^{\text{inhl}}$ und $\Delta_{f,i}^{\text{subm}}$ ergeben sich unmittelbar aus Gleichung (1), wenn man diese auf Nuklid i und ^{131}I anwendet und die so erhaltenen Beziehungen dividiert. Die Größe A_i beschreibt die „Filterung“ durch Verzögerung der Abgabe: Bei den kurzlebigen Nukliden zerfällt ein wesentlicher Teil, bevor die sie enthaltende Luft in die Atmosphäre gelangt.

Die Größe α_i^f ist ein Maß für die tatsächlich abgegebene Aktivität. Die maximal mögliche Aktivitätsabgabe wird dagegen durch α_i beschrieben. Die relativen Dosen bei einer explosionsartigen, völligen Zerstörung des Reaktors und des Sicherheitsbehälters sind durch $\alpha_i \gamma_i$ gegeben. Da dieser Fall nicht realistisch ist und der Philosophie des Sicherheitsbehälters zuwiderläuft, wird er hier nicht behandelt.

Die Ergebnisse der Rechnung werden in Abschnitt 6 zusammenfassend diskutiert.

Tabelle 5. Berechnung der relativen Dosen infolge äußerer Bestrahlung und Inhalation (vorausgesetzte Betriebszeit der Brennelemente vor dem Unfall 1 Jahr)*

Nuklid	α_i	γ_i^{inhl}	γ_i^{subm}	A_i	Φ_i	α_i^f	$\Delta_{f,i}^{\text{inhl}} **$	$\Delta_{f,i}^{\text{subm}}$
^{87}Kr	0,94	—	$2,1 \cdot 10^{-3}$	$7,5 \cdot 10^{-3}$	10^2	0,71	—	$1,5 \cdot 10^{-3}$
$^{88}\text{Kr}/^{88}\text{Rb}$	1,3	—	$3,1 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$	10^2	2,1	—	$6,5 \cdot 10^{-3}$
^{133}Xe	2,3	—	$1,5 \cdot 10^{-4}$	0,68	10^2	$1,6 \cdot 10^2$	—	$2,3 \cdot 10^{-2}$
^{135}Xe	2,0	—	$4,7 \cdot 10^{-4}$	$5,3 \cdot 10^{-2}$	10^2	11	—	$5,0 \cdot 10^{-3}$
^{131}I	1	1	$3,3 \cdot 10^{-4}$	1	1	1	1	$3,3 \cdot 10^{-4}$
^{132}I	1,5	$3,6 \cdot 10^{-2}$	$1,3 \cdot 10^{-3}$	$1,3 \cdot 10^{-2}$	1	$2,0 \cdot 10^{-2}$	$7,0 \cdot 10^{-4}$	$2,5 \cdot 10^{-5}$
^{133}I	2,1	0,27	$6,4 \cdot 10^{-4}$	0,12	1	0,25	$6,8 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-4}$
^{135}I	1,8	$8,2 \cdot 10^{-2}$	$0,99 \cdot 10^{-3}$	$3,8 \cdot 10^{-2}$	1	$6,8 \cdot 10^{-2}$	$5,6 \cdot 10^{-3}$	$6,8 \cdot 10^{-5}$
^{89}Sr	1,5	0,28	$4,2 \cdot 10^{-4}$	4,1	10^{-3}	$6,2 \cdot 10^{-3}$	$1,7 \cdot 10^{-3}$	$2,6 \cdot 10^{-6}$
^{90}Sr	$4,8 \cdot 10^{-2}$	26	$8,4 \cdot 10^{-4}$	9,6	10^{-3}	$4,6 \cdot 10^{-4}$	$1,2 \cdot 10^{-2}$	$3,9 \cdot 10^{-7}$
^{91}Y	0,18	0,23	$4,5 \cdot 10^{-4}$	4,4	10^{-3}	$7,9 \cdot 10^{-4}$	$1,8 \cdot 10^{-4}$	$3,6 \cdot 10^{-7}$
^{137}Cs	$4,3 \cdot 10^{-2}$	$4,1 \cdot 10^{-2}$	$4,5 \cdot 10^{-4}$	9,6	10^{-3}	$4,1 \cdot 10^{-4}$	$1,7 \cdot 10^{-5}$	$1,9 \cdot 10^{-7}$
$^{140}\text{Ba}/^{140}\text{La}$	2,1	$6,1 \cdot 10^{-2}$	$1,8 \cdot 10^{-3}$	1,5	10^{-3}	$3,2 \cdot 10^{-3}$	$1,9 \cdot 10^{-4}$	$5,7 \cdot 10^{-6}$
^{144}Ce	1,2	0,82	$0,99 \cdot 10^{-3}$	7,7	10^{-3}	$9,3 \cdot 10^{-3}$	$7,6 \cdot 10^{-3}$	$9,2 \cdot 10^{-6}$
$^{239}\text{Pu} ***$	$2,5 \cdot 10^{-4}$	$4,4 \cdot 10^3$	—	9,6	10^{-3}	$2,4 \cdot 10^{-6}$	$(1,5 \cdot 10^{-2})$ $1,1 \cdot 10^{-2}$	—

* Bei der Aufstellung dieser Tabelle wurden von W. Comper, P. Böttger und W. Helm, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Hauptabteilung Strahlenschutz und Dekontamination, berechnete γ -Werte benutzt.

** Die in dieser Spalte in Klammern angegebenen Zahlen entstanden durch Multiplikation mit dem in Abschnitt 4 definierten Faktor δ_i , wodurch die Verschiedenheit der zulässigen Dosen berücksichtigt wird.

*** Die erzeugte Menge an ^{239}Pu hängt von der Reaktorbauart ab. Der angegebene α_i -Wert gilt für den Karlsruher Forschungsreaktor FR2.

5: Die Strahlenbelastung infolge von Ablagerung aus der Abluftfahne

Die Berechnung der Strahlenbelastung infolge von Ablagerung aus der Abluftfahne erfordert einen hohen mathematischen Aufwand (siehe z. B. [4, 5, 6]). Unter vereinfachenden Annahmen kann jedoch der fall-out nach oben abgeschätzt werden. Die Flächenkontamination $F[\text{Ci}/\text{m}^2]$ kann nach der Gleichung

$$F_i(x) = v_g \int_0^\infty C_i(x, t) dt \quad (3)$$

berechnet werden. v_g bedeutet hierin die sogenannte Ablagerungsgeschwindigkeit. * Das Integral $\int_0^\infty C(x, t) dt$ läßt sich durch den meteorologischen Ausbreitungsfaktor $\chi(x)$ und die gesamte freigesetzte Aktivität A_i^f ausdrücken. Es gilt dann die Beziehung

$$\int_0^\infty C_i(x, t) dt = A_i^f \cdot \chi(x). \quad (4)$$

In dieser Gleichung ist ein Korrekturglied vernachlässigt, welches fall-out und wash-out sowie radioaktiven Zerfall berücksichtigt. Dieser Korrekturfaktor wirkt sich so aus, daß an der betrachteten Stelle im Abstand x vom Unfallort in Wirklichkeit nur niedrigere Konzentrationen erreicht werden. Ferner ist in Gleichung (4) die Abhängigkeit des Ausbreitungsfaktors von der Zeit und den Koordinaten senkrecht zur Windrichtung vernachlässigt. Setzt man Gleichung (4) in Gleichung (3) ein, so erhält man die Beziehung

$$F_i(x) = v_g \cdot A_i^f \cdot \chi(x). \quad (5)$$

Die gesamte bei dem Unfall freigesetzte Aktivität ergibt sich aus Gleichung (1a).

Die Ergebnisse der Rechnung sind — wiederum auf ^{131}I bezogen — in Tabelle 6 zusammengestellt. Es ist zu beachten, daß die dort angegebenen relativen Kontaminationen κ_i in Wirklichkeit zeitabhängig sind. Neben dem radioaktiven Zerfall spielen auch Ände-

* In differenzierter Form stellt Gleichung (3) die Definitionsgleichung für v_g dar: $\dot{F} = v_g \cdot C$.

Tabelle 6. Auf ¹³¹I bezogene Bodenkontaminationen

Nuklid	α_i^f	v_i	κ_i
¹³¹ I	1	1	1
¹³² I	$2,0 \cdot 10^{-2}$	1	$2,0 \cdot 10^{-2}$
¹³³ I	0,25	1	0,25
¹³⁵ I	$6,8 \cdot 10^{-2}$	1	$6,8 \cdot 10^{-2}$
⁸⁹ Sr	$6,2 \cdot 10^{-3}$	0,1	$6,2 \cdot 10^{-4}$
⁹⁰ Sr	$4,6 \cdot 10^{-4}$	0,1	$4,6 \cdot 10^{-5}$
⁹¹ Y	$7,9 \cdot 10^{-4}$	0,1	$7,9 \cdot 10^{-5}$
¹³⁷ Cs	$4,1 \cdot 10^{-4}$	0,1	$4,1 \cdot 10^{-5}$
¹⁴⁰ Ba/ ¹⁴⁰ La	$3,2 \cdot 10^{-3}$	0,1	$3,2 \cdot 10^{-4}$
¹⁴⁴ Ce	$9,3 \cdot 10^{-3}$	0,1	$9,3 \cdot 10^{-4}$
²³⁹ Pu	$2,4 \cdot 10^{-6}$	0,1	$2,4 \cdot 10^{-7}$

rungen der Windrichtung, worüber nur unsichere Annahmen gemacht werden können, eine Rolle. Hier wird auf eine Abschätzung der Zeitabhängigkeit des Aufbaus der Kontamination verzichtet.

Der Absolutwert der Strahlenbelastung $D_{F,i}(x)$ ergibt sich nach der Beziehung

$$D_{F,i}(x) = v_g \cdot A_i^f \cdot \chi(x) \cdot G_{F,i} \quad (6)$$

Der Faktor $G_{F,i}$ gibt an, welche Dosis in 1 m Abstand einer mit der Aktivität 1 Ci/m² des Nuklids i gleichmäßig kontaminierten, unendlich ausgedehnten Fläche empfangen wird.

$G_{F,i}$ läßt sich in der Form

$$G_{F,i} = \dot{G}_{F,i} \int_0^\infty e^{-\lambda_i t} dt = \dot{G}_{F,i} \frac{T_{1/2,i}}{0,693} \quad (7)$$

darstellen. $\dot{G}_{F,i}$ ist die der Flächenkontamination 1 Ci/m² mit Nuklid i in 1 m Abstand entsprechende Dosisleistung. Für ¹³¹I hat man $\dot{G}_{F,^{131}\text{I}} \approx 5 \text{ rem} \cdot \text{m}^2/\text{h} \cdot \text{Ci}$ und $T_{1/2,^{131}\text{I}} = 8,05 \text{ d}$, also

$$G_{F,^{131}\text{I}} = 1,4 \cdot 10^3 \frac{\text{rem} \cdot \text{m}^2}{\text{Ci}}$$

Für $A_{^{131}\text{I}}^f$ ergibt sich aus Gleichung (1a)

$$A_{^{131}\text{I}}^f = 2,6 \cdot 10^3 p \cdot v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} \cdot f_i \cdot P [\text{Ci}] \quad (8)$$

Damit erhält man aus Gleichung (6) mit $v_g = 10^{-2} \text{ m/sec}$

$$D_{F,^{131}\text{I}} = 3,6 \cdot 10^4 p \cdot v_{^{131}\text{I}} \cdot f_{^{131}\text{I}}^{\text{inhr}} \cdot f_{^{131}\text{I}} \cdot \chi(x) \cdot P [\text{rem}] \quad (9)$$

6. Diskussion der Ergebnisse

Im folgenden sollen unter Verwendung der Ergebnisse der vorangegangenen Abschnitte die Fragen diskutiert werden

- welches Nuklid den Hauptanteil an der Strahlenbelastung nach einem Reaktorunfall hat und
- welche Form der Strahlenbelastung die wesentliche ist.

6.1 Das bei der Belastung vorherrschende Nuklid

In den Abschnitten 4 und 5 waren Relativedosen für die Strahlenbelastung durch direkte Bestrahlung aus der Abgasfahne, durch Inhalation sowie durch direkte Bestrahlung infolge des fall-out abgeleitet worden. Die Spalte α_i^f in Tabelle 5 zeigt zunächst, daß die Annahmen über Φ_i gleichbedeutend sind mit der Annahme einer Freisetzung von etwa $2 \cdot 10^2$ mal mehr Edelgasen als Jod. Die Aktivität an freigesetzten festen Spaltprodukten und Plutonium liegt um mindestens drei Größenordnungen niedriger als die von Jod. Die Berechnung der relativen Dosen bei Filterung der Ab-

luft und Verzögerung der Abgabe in einem Sicherheitsbehälter mit der Leckrate l zeigt, daß die Inhalationsdosis von ¹³¹I den Hauptanteil der Strahlenbelastung ausmacht und daß die Dosen infolge der äußeren Bestrahlung durch die Edelgase um zwei Größenordnungen niedriger und in der Größenordnung der Inhalationsdosen durch die festen Spaltprodukte und Plutonium liegen. Die Bestrahlungsdosen von außen durch feste Spaltprodukte sind demgegenüber zu vernachlässigen.

Hätte man keine Filterung der Halogene, aber eine verzögerte Abgabe durch den Sicherheitsbehälter vorausgesetzt, so wäre die an Jod freigesetzte Aktivität von derselben Größenordnung wie die an Edelgasen. Infolge des um mehr als zwei Größenordnungen höherliegenden Dosisfaktors von ¹³¹I würde dann die Schilddrüsenbelastung durch ¹³¹I erst recht die Dosis durch äußere Bestrahlung überwiegen. Bei einer besseren als der vorausgesetzten Reduktion der Jodabgabe würde der relative Einfluß der Edelgase zunehmen, doch müßte die Jodabgabe um mehr als zwei Größenordnungen reduziert werden, d.h. das Produkt $v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} \cdot f_i$ ($i = ^{131}\text{I}$) müßte in die Größenordnung 10^{-4} kommen. Dies würde die Anwendung eines speziellen Jodfilters voraussetzen. Hierbei würde aber auch die Filterung der nichtflüchtigen Radionuklide verbessert werden, so daß auch dann die Schilddrüsen-dosis durch ¹³¹I ein wesentlicher Anteil der Strahlenbelastung bleiben würde.

Die Berechnung der auf ¹³¹I bezogenen Kontaminationen κ_i zeigt das Überwiegen von ¹³¹I für die Zeit unmittelbar nach dem Unfall. Infolge des Zusammenwirkens des radioaktiven Zerfalls und des Auswaschens durch Niederschläge findet mit der Zeit eine Verschiebung der κ_i -Werte bei gleichzeitiger Abnahme des Absolutwertes der Kontamination statt. Zur Berechnung der durch die Bodenkontaminationen verursachten Dosen hätten die $G_{F,i}$ -Werte für alle in Frage kommenden Nuklide berechnet werden müssen. Der Vergleich der in Tabelle 1 gegebenen E_{eff} -Werte für äußere Bestrahlung zeigt, daß der $G_{F,i}$ -Wert für ¹³¹I nicht der niedrigste ist. Es gilt

$$G_{F,i} = G_{F,^{131}\text{I}} \cdot \frac{E_{\text{eff},i}}{E_{\text{eff},^{131}\text{I}}} \cdot \frac{T_{1/2,i}}{T_{1/2,^{131}\text{I}}}$$

Die auf diese Weise erhaltenen Faktoren

$$F_i = \frac{G_{F,i}}{G_{F,^{131}\text{I}}}$$

wiegen jedoch die Unterschiede in den κ_i -Werten nicht auf, weshalb die Rechnung in Tabelle 6 nicht bis zu den Endwerten für die relativen Dosen durchgeführt wird.

Die vereinfachenden Annahmen bezüglich der Ausbreitung und der Ablagerung heben sich bei der Berechnung der Relativwerte weitgehend heraus.

6.2 Die vorherrschende Form der Strahlenbelastung

Die vorherrschende Form der Strahlenbelastung ergibt sich durch Vergleich der Absolutwerte der verschiedenen möglichen Belastungen. Setzt man $\chi(x_{\text{max}}) = 3 \cdot 10^{-5} \text{ sec/m}^3$ — dieser Wert gilt für den Ort des Konzentrationsmaximums x_{max} bei einem Schornstein von 80 m Höhe bei der Wetterkategorie A nach Pasquill [7] und $f_i \cdot p \cdot v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} = 10^{-2}$ ($i = ^{131}\text{I}$), so folgt aus Gleichung (2) als Schilddrüsendosis

$$D_{^{131}\text{I}}^{\text{inhl}} = 0,3 \cdot P [\text{rem}], \quad (P = \text{Reaktorleistung in MW}) \quad (10)$$

Gleichung (10) gilt natürlich nicht für die unmittelbare Umgebung des Unfallorts, wo bei der Aktivitätsabgabe über den Schornstein die Aktivitätskonzentration der Luft am Boden gleich Null ist. Die durch den fall-out verursachte Dosis beträgt für $f_i \cdot p \cdot v_i \cdot f_i^{\text{inhr}} = 10^{-2}$ und $\chi(x_{\text{max}}) = 3 \cdot 10^{-5} \text{ sec/m}^3$

$$D_{F,^{131}\text{I}} = 1,1 \cdot 10^{-2} \cdot P [\text{rem}] \quad (11)$$

Die Strahlenbelastung durch Ablagerung ist nach der Abschätzung für fall-out zwar kleiner als die durch Inhalation, bei Auswaschen durch Niederschlag kann sie jedoch in die gleiche Größenordnung gelangen. Außerdem handelt es sich bei der Belastung durch abgelagerte Aktivität um Ganzkörperbestrahlung ($\delta_i = 6$).

Nach Tabelle 3 ergibt sich für die Dosis der Direktstrahlung in 1200 m Abstand vom Unfallort

$$D = 7 \cdot 10^{-2} \cdot P \text{ [rem]}. \quad (12)$$

Im Abstand von 1200 m ist die Abluftverdünnung bereits um einen Faktor 10 günstiger als der obengenannte Extremwert. Daraus ergibt sich, daß in einem Bereich innerhalb 1 km die direkte Strahlung einen wesentlichen Beitrag zur Gesamtbelastung liefern kann. Gleichung (12) setzt allerdings voraus, daß die gesamte vorhandene Aktivität aus dem Primärkreislauf heraus in den Sicherheitsbehälter hineingelangt. Dies ist jedoch sehr unwahrscheinlich. Bei einem wirklichen Unfall dürfte ein wesentlicher Teil der vorhandenen Aktivität hinter der Abschirmung verbleiben. Bei größeren Leistungsreaktoren wird außerdem der Sicherheitsbehälter mit erheblich größerer Wandstärke ausgeführt als in Tabelle 3 bzw. Gleichung (12) vorausgesetzt war. Dies bewirkt ebenfalls eine Herabsetzung der Dosis durch direkte äußere Bestrahlung aus dem Sicherheitsbehälter.

Die Überlegungen dieses Abschnittes lassen sich also dahingehend zusammenfassen, daß (abgesehen von der unmittelbaren Umgebung des Unfallortes, wo die Aktivitätskonzentration der Luft am Boden gleich Null ist) der Hauptanteil der Strahlenbelastung nach einem Reaktorunfall innerhalb eines großen Spielraumes der eingehenden Parameter auf die Inhalationsdosis durch ^{131}I entfällt. Gleichung (10) stellt eine Abschätzung nach oben dar, weil

1. die Abhängigkeit von x nicht berücksichtigt wurde,
2. die Annahmen über die Jodfilterung pessimistisch waren,

3. die Ablagerung im Sicherheitsbehälter der in Aerosolform vorliegenden Aktivität,
4. das Drehen des Windes und
5. die Ortsabhängigkeit senkrecht zur Abluffahne vernachlässigt worden waren.

Trotz dieser erheblichen Vernachlässigungen, die sich in Richtung größerer Sicherheit auswirken, bleibt auch die Abschätzung der Belastung infolge des Unfalls eines sehr großen Reaktors (1000 MW) in den Grenzen des Erträglichen.

Literatur

- [1] Barry P. J.: AECL-1624 (1963)
- [2] ICRP-Report of Committee II (1959)
- [3] König L. A. und Zehme S.: Atompraxis 11, Heft 4/5 (1965)
- [4] Blässer G. und Wirtz K.: Nukleonik 3, 164 und 210 (1961)
- [5] Culkowski W. M.: ORO-599 (1963)
- [6] Guthrie C. E. und Nichols J. P.: ORNL-3441 (1964)
- [7] Pasquill F.: Met. Mag. 90, 33 (1961)

Anschrift des Verfassers: Dr. L. A. König, Gesellschaft für Kernforschung mbH, Hauptabteilung Strahlenschutz und Dekontamination, 75 Karlsruhe, Weberstr. 5

Zur Frage der Strahlenbelastung bei einem Reaktorunfall

Die Strahlenbelastung von Personen in der Umgebung des Standortes bei einem Reaktorunfall erfolgt durch Bestrahlung von außen aus dem Sicherheitsbehälter, aus der Abluffahne und durch am Boden abgelagerte Aktivität sowie durch Inkorporation infolge des Einatmens kontaminierter Luft und des Verzehrs kontaminierter Nahrung. Der Einfluß der verschiedenen Belastungsarten wird abgeschätzt. Dabei wird der Verzehr kontaminierter Nahrung außer acht gelassen, da er durch verschiedene Maßnahmen reguliert werden kann. Es wird gezeigt, daß die Schilddrüsendosis durch ^{131}I innerhalb eines großen Spielraums der eingehenden Parameter den Hauptanteil der Belastung ausmacht, wenn man von der Nahzone absieht, in der die äußere Bestrahlung überwiegt, da dort die Aktivitätskonzentration der Luft am Boden Null ist.

About the Radiation Exposure in Case of a Reactor Accident

The radiation exposure of persons in the environment of the site in case of a reactor accident is caused by external irradiation from the safety containment, the airborne effluents released to atmosphere, and by the activity deposited on the ground as well as by incorporation due to the inhalation of contaminated air and the ingestion of contaminated food. The influence of the different types of exposure is estimated. The ingestion of contaminated food is disregarded in this treatment, because it may be controlled in various ways. It is shown that within wide limits of variation of the parameters considered, the thyroid dose by ^{131}I will contribute the main share of the exposure, if the adjacent area is disregarded where the external exposure dominates, because there the airborne activity concentration is zero at ground level.

Sur l'exposition du personnel en cas d'un accident dans un réacteur

L'exposition du personnel dans les environs du site en cas d'un accident dans le réacteur est provoqué par irradiation externe du récipient de sécurité, du panache et de l'activité déposé au sol aussi bien que par l'incorporation d'air contaminée et l'ingestion des aliments contaminés. L'influence des divers genres d'exposition est estimée. L'ingestion des aliments contaminés est négligée dans ce travail, parcequ'elle peut être contrôlée par des méthodes différentes. Il est démontré que la dose thyroïdienne par ^{131}I constitue la partie principale de l'exposition dans une grande marge des paramètres étudiés, si la zone proche est négligée où l'exposition externe est dominante, puisque dans cette zone la concentration d'activité de l'air est zéro au sol.