

## ANALISIS SEBARAN RADIONUKLIDA PADA KONDISI NORMAL UNTUK REAKTOR AEC 1000 MW

Sri Kuntjoro

Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir - Badan Tenaga Nuklir Nasional  
Kawasan Puspipstek Serpong, Gedung 80, Tangerang, 15310

Diterima editor 11 Januari 2010

Disetujui untuk dipublikasi 23 Pebruari 2010

### ABSTRAK

**ANALISIS SEBARAN RADIONUKLIDA PADA KONDISI NORMAL UNTUK REAKTOR AEC 1000 MW.** Telah dilakukan analisis sebaran radionuklida pada reaktor daya *Atomic Energy Agency* (AEC) 3568 MWTh, setara dengan 1000 MWe untuk kondisi operasi normal. Analisis dilakukan untuk dua reaktor yang terpisah sejauh 500 m dan sudut  $90^\circ$  satu dengan yang lain. Langkah awal dalam melakukan analisis adalah menentukan suku sumber reaktor menggunakan program komputer ORIGEN2 dan EMERALD NORMAL. ORIGEN2 digunakan untuk menentukan inventori radionuklida yang terdapat di reaktor. Selanjutnya dengan menggunakan program EMERALD NORMAL dihitung suku sumber yang sampai ke cerobong reaktor. Untuk menganalisis dosis yang diterima penduduk dilakukan dengan menggunakan program PC-CREAM. Perhitungan dilakukan untuk satu dan dua PLTN di calon tapak PLTN. Hasil yang diperoleh adalah sebaran radionuklida terbesar untuk satu PLTN pada jarak 1 km dan kearah zona 9 ( $191,25^\circ$ ) dan untuk dua PLTN pada jarak 1 km dan kearah zona 10 ( $213,75^\circ$ ). Radionuklida yang sampai ke penduduk melalui dua alur yaitu alur makanan dan hirupan. Untuk alur makanan berasal dari radionuklida I-131, dan terbesar melalui alur produk susu sebesar 53,40 % untuk satu maupun dua PLTN. Untuk alur hirupan radionuklida pemberi kontribusi paparan terbesar berasal dari Kr-85m sebesar 53,80 %. Dosis total terbesar yang diterima penduduk terdapat pada jarak 1 Km untuk bayi yaitu sebesar 4,10  $\mu\text{Si}$  dan 11,26  $\mu\text{Si}$  untuk satu dan dua PLTN. Hasil ini sangat kecil dibandingkan dengan batas dosis yang diijinkan oleh badan pengawas (BAPETEN) untuk penduduk yaitu sebesar 1 mSi.

Kata Kunci : Reaktor daya, komputer code, radionuklida, alur makanan, hirupan

### ABSTRACT

**ANALYSIS OF RADIONUCLIDE DISPERSION AT NORMAL CONDITION FOR AEC 1000 MW REACTOR POWER.** Analysis for radionuclide dispersion for the *Atomic Energy Agency* (AEC) 3568 MWth Power Reactor, equal to the 1000 MWe at normal condition has been done. Analysis was done for two piles that is separated by 500 m distance and angle of  $90^\circ$  one to other. Initial pace in doing the analysis is to determine reactors source term using ORIGEN2 and EMERALD NORMAL. computer code program. ORIGEN2 applied to determine radionuclide inventory emerged in the reactor. Hereinafter, by using Emerald Normal Computer code is calculated source term reaching the reactor stack. To analyze dose received by population is done by using PC-CREAM computer code. Calculation done for one and two PLTN attached in site candidate of plants. The result showed is that the highest radionuclide release for one PLTN is at 1 km distance and to 9th zone toward ( $19.25^\circ$ ) and for two PLTN is at 1 km distance and to 10th zone toward ( $21.75^\circ$ ). Radionuclide which up to population through two pathway that are foodstuff and inhalation. To foodstuff comes from radionuclide I-131, and the biggest passed from milk product with 53.40 % for one and also two PLTN.

*For inhalation pathway the highest radionuclide contribution come from Kr-85m is about 53.80 %. The highest total dose received by population is at 1 Km distance received by baby that is 4.10  $\mu$ Si and 11.26  $\mu$ Si for one and two PLTN respectively. Those result are very small compared to the maximum permission dose to population issued by regulatori body that is equal to 1 mSi.*

*Key words : reactor power, computer code, radionuclide, food stuff, inhalation*

## PENDAHULUAN

Krisis energi yang melanda Indonesia perlu segera diatasi dan cara untuk mengatasi masalah tersebut adalah dengan membangun berbagai pembangkit listrik, yaitu pembangkit listrik berbahan bakar fosil maupun non fosil. Pembangunan energi listrik untuk kedua jenis bahan bakar harus proposional agar pengotoran udara oleh CO<sub>2</sub> tidak begitu besar. Pengotoran oleh gas CO<sub>2</sub> berasal dari pembakaran bahan bakar fosil, oleh karenanya pembangunan energi listrik dari bahan bakar non fosil harus direncanakan sedini mungkin agar lingkungan menjadi lebih ramah dengan berkurangnya kadar CO<sub>2</sub> di udara secara signifikan. Pembangunan energi listrik non fosil berasal dari tenaga air, angin maupun nuklir. Tenaga air maupun angin memiliki kendala ekonomi, karena dari kedua energi tersebut kerapatan energi yang dibangkitkan terlampau kecil, sehingga untuk pembangunannya diperlukan biaya yang besar. Dengan demikian pembangkit listrik dari tenaga nuklir merupakan pilihan yang harus diperhatikan.

Pembangkit listrik tenaga nuklir (PLTN) memiliki kelebihan antara lain ramah lingkungan serta memiliki kerapatan energi yang besar, sehingga secara komersial dapat bersaing dengan pembangkit listrik berbahan bakar fosil, seperti batubara, minyak bumi maupun gas. Isu utama ketidaksetujuan berbagai pihak untuk pembangunan PLTN adalah adanya limbah radioaktif yang berumur panjang. Selain masalah tersebut adalah efek radiasi yang akan diterima masyarakat bila terjadi kecelakaan pada fasilitas PLTN. Kekawatiran tersebut cukup beralasan, tetapi dengan teknologi perancangan, pengoperasian dan keselamatan PLTN yang semakin berkembang, maka kebolehhadian untuk terlepasnya radiasi ke lingkungan semakin kecil. Sedangkan untuk penyimpanan limbah, dengan teknologi pengolahan limbah yang semakin maju, produk limbah PLTN menjadi semakin sedikit, sehingga kekhawatiran akan adanya limbah radioaktif dalam jumlah besar tidak perlu dikhawatirkan.

BATAN sebagai satu-satunya lembaga di Indonesia yang melakukan penelitian tentang nuklir, maka sejak lama telah melakukan studi tapak untuk pembangunan PLTN pertama di Indonesia. Keberadaan PLTN di suatu daerah akan memberikan sumbangan paparan radiasi ke lingkungan dan masyarakat. Pembatasan jumlah paparan radiasi yang diterima oleh masyarakat dan lingkungan merupakan persyaratan utama yang harus dipenuhi agar PLTN dapat beroperasi dengan aman. Batasan paparan radiasi tidak hanya pada saat reaktor pada kondisi abnormal, tetapi juga pada saat reaktor beroperasi secara normal. Oleh karenanya untuk mengetahui aman tidaknya suatu reaktor dibangun disuatu daerah, maka perlu dilakukan analisis tentang sebaran radionuklida dari suatu PLTN. Pada tulisan ini dilakukan analisis untuk penerimaan dosis yang diterima oleh penduduk disekitar calon tapak PLTN karena adanya reaktor daya PWR kelas 1000 MWe.

Analisis penerimaan dosis pada penduduk disekitar PLTN dilakukan dengan cara melakukan perhitungan menggunakan program komputer. Analisis dilakukan untuk mengetahui paparan radiasi yang diterima penduduk sekitar PLTN, jenis sumber radiasi pemapar serta alur paparan yang terjadi. Perhitungan dilakukan dalam tiga tahap. Tahap

pertama yang dilakukan adalah menghitung inventori radionuklida yang terdapat di teras reaktor menggunakan program ORIGEN2 [1]. Selanjutnya dilakukan perhitungan untuk menghitung aktivitas radionuklida yang sampai ke cerobong reaktor. Untuk tahap ini dilakukan menggunakan program EMERALD Normal [2]. Sebelum penelitian ini dilakukan, Pande Made Udiyani dkk telah melakukan penelitian tentang Analisis karakteristik sumber dari reaktor PWR kapasitas 1000 MWe pada operasi selama 3 tahun [3]. Penelitian yang dilakukan suku sumber dihitung untuk reaktor PWR 1000 MWe dengan bahan bakar U-235 memiliki pengkayaan rerata 3,70%, dan dihitung dari bahan bakar hingga sampai ke cerobong menggunakan asumsi, yaitu antara lain fraksi yang lolos ke pendingin 0,10%, efisiensi filter untuk Iodine sebesar 50%, untuk unsur lain hasil fisi sebesar 90% dan lain-lain. Pada penelitian ini suku sumber dihitung untuk reaktor AEC 3568 MWth, dan perhitungan dari bahan bakar ke cerobong digunakan program EMERALD NORMAL, dimana program ini menghitung secara rinci suku sumber disetiap volume kontrol reaktor dari bahan bakar hingga cerobong. Setiap volume kontrol reaktor direpresentasikan sebagai sebuah subroutine yang merupakan simulasi analog perjalanan radionuklida di setiap volume kontrol reaktor. Tahap terakhir adalah menghitung dosis radiasi yang diterima oleh penduduk serta alur penyebab adanya paparan radiasi. Untuk hal ini dilakukan perhitungan menggunakan program PC-CREAM [4]. Hasil yang diperoleh dianalisis dan selanjutnya dibandingkan dengan batasan yang ditentukan oleh badan pengawas (BAPETEN). Selanjutnya berdasarkan hasil tersebut dapat disimpulkan seberapa besar dampak yang akan diterima penduduk akibat beroperasinya PLTN.

## TEORI

Langkah pertama untuk mengetahui dosis radiasi yang diterima penduduk adalah menghitung inventori Zat Radioaktif (ZRA) yang ada di teras reaktor. Inventori dihitung dengan menggunakan program ORIGEN2. Pada ORIGEN2 yang dikerjakan adalah menghitung perubahan jumlah radionuklida  $i$  sebagai fungsi waktu  $t$ . Asumsi yang digunakan adalah jumlah radionuklida yang terlepas ke sistem pendingin untuk operasi normal sebesar 0,01% dari jumlah radionuklida yang berada di bahan bakar. Adapun persamaan yang digunakan untuk menghitung jumlah radionuklida yang terdapat di bahan bakar adalah sebagai berikut :

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{i=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \phi \sum_{i=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \phi \sigma_i + r_i) X_i + F_i, \dots, i = 1, \dots, V \quad (1)$$

dengan,

$X_i$  = densitas atom untuk nuklida  $i$

$N$  = jumlah radionuklida

$\lambda_i$  = konstanta peluruhan radionuklida

$l_{ij}$  = fraksi disintegrasi radionuklida oleh nuklida lain, dimulai dari unsur  $i$

$\Phi$  = posisi dan energi rata-rata dari fluks neutron

$f_{ik}$  = fraksi absorpsi neutron oleh nuklida lain, dimulai dari unsur  $i$

$\sigma_k$  = spektrum rata-rata tampang lintang absorpsi neutron dari nuklida  $k$

$r_i$  = laju kehilangan kontinu untuk nuklida  $i$  dari sistem

$F_i$  = laju bentuksn kontinu untuk nuklids  $i$

Untuk menentukan laju fluks neutron dilakukan perhitungan dengan rumus berikut [1],

$$\phi = \frac{6,242 \times 10^{18} (P)}{\sum_i X_i^f \sigma_i^f R_i} \quad (2)$$

dengan,

$\Phi$  = fluks neutron, ( $n/cm^2s^{-1}$ )

P = daya reaktor, (MW)

$X_i^f$  = jumlah nuklida hasil fisi I dalam bahan bakar, (gr atom)

$\sigma_i^f$  = tampang lintang mikroskopik fisi untuk nuklida i

$R_i$  = energi yang bangkit kembali per fisi untuk nuklida I, (MeV/fisi)

dengan  $R_i$  adalah [1],

$$R_i = 1,29927 \times 10^{-3}(Z^2A^{0,5}) + 33,12 \quad (3)$$

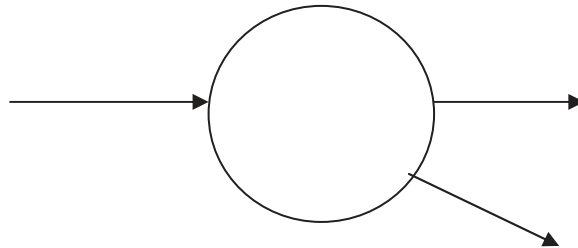
dengan,

Z = nomor atom

A = nomor masa

ORIGEN2 membutuhkan masukan berupa jumlah uranium-235, daya reaktor serta lama operasi. Reaktor daya yang dihitung adalah reaktor AEC 1000 MW. Jumlah uranium-235 yang dimiliki sebanyak 2800 kg, dan diiradiasi dengan fluks neutron rata-rata  $1,20 \times 10^{14}$   $n/cm^2s$  selama satu tahun. Hasil yang diperoleh adalah inventori radionuklida yang terdapat di bahan bakar reaktor. Selanjutnya dilakukan perhitungan untuk mendapatkan suku sumber hingga ke cerobong reaktor. Perhitungan dilakukan dengan menggunakan program EMERALD Normal.

Emerald Normal merupakan program komputer yang merupakan simulasi analog dari kondisi operasi reaktor. Simulasi dilakukan pada setiap *subroutine* pada program, dimana setiap *subroutine* merepresentasikan setiap volume pada kontrol reaktor. Salah satu contoh adalah *subroutine* pada bahan bakar ditunjukkan dalam Gambar 1.



$$DECLAM(JI) = \frac{0,693}{THALF(JI)} \quad (5)$$

dengan ;

- PR1(JI,1,JTC) = laju produksi dari bahan bakar akibat fisi (Ci/jam)
- POWER(JTC) = daya reaktor (MWth)
- FISMWS = jumlah fissi per MW-s
- YFISS(JI) = *fission yied*
- DCLAM(JI) = konstanta peluruhan (1/jam)

2. Laju *removal* ditentukan dengan [2],

$$CLAMI(JI,1,JTC) = FUDEF(JTC) * DIFCO(JI, JTC) * 3600 \quad (6)$$

dengan ;

- CLAMI(JI,1,JTC) = laju *removal* dari bahan bakar karena bocoran (Ci/jam)
- FUDEF(JTC) = fraksi dari bahan bakar yang menyebabkan adanya kerusakan kelongsong
- DIFCO(JI,JTC) = koefisien laju bocoran untuk difusi untuk isotop JI ( $s^{-1}$ )

Aktivitas di bahan bakar,

$$\frac{dA(t)}{dt} = P - \lambda A(t) \quad (7)$$

dengan,

- $\frac{dA(t)}{dt}$  = laju perubahan Aktivitas (Ci/s)
- $P$  = laju produksi (Ci/jam)
- $\lambda$  = konstanta *removal*
- $A(t)$  = aktivitas (Ci)

Setelah suku sumber diperoleh, maka dilanjutkan dengan perhitungan menentukan dosis yang diterima penduduk. Perhitungan dilakukan menggunakan program PC-CREAM. Program ini menyelesaikan persamaan dispersi Pasquill berikut [4,5,7]:

$$\chi = \frac{Q}{2\pi\sigma_y\sigma_z\mu} \left\{ -\frac{1}{2\left(\frac{y}{\sigma_y}\right)^2} \right\} \left\{ \exp\left[-\frac{1}{2\left(\frac{z-H}{\sigma_z}\right)^2}\right] + \exp\left[-\frac{1}{2\left(\frac{z+H}{\sigma_z}\right)^2}\right] \right\} \quad (8)$$

dengan,

- $\chi$  = konsentrasi radioaktif di udara ( $Bq/m^3$ )
- $Q$  = laju lepasan radioaktif rata-rata yang keluar dari cerobong (Bq/s)
- $\mu$  = kecepatan angin rata-rata (m/s)
- $\sigma_y$  = koefisien dispersi horizontal (m)
- $\sigma_z$  = koefisien dispersi vertikal (m)
- $H$  = tinggi cerobong efektif (m)
- $y$  = jarak tegak lurus arah angin (m)
- $z$  = ketinggian dari atas tanah (m)

**TATA KERJA**

**Alat dan Bahan**

Alat dan bahan yang digunakan untuk analisis adalah :

1. Program Komputer ORIGEN2, Emerald normal dan PC-CREAM
2. Data jumlah bahan bakar yang terdapat di reaktor
3. Data-data geometri dan data fisis komponen reaktor
4. Data populasi dan data konsumsi penduduk sekitar calon tapak PLTN
5. Data meteorologi sekitar calon tapak PLTN

**Cara Kerja**

Langkah pertama adalah menyiapkan masukan untuk program ORIGEN2 berupa jumlah uranium-235 yang terdapat di reaktor, fluks neutron dan lama operasi. Selanjutnya keluaran program ORIGEN2 digunakan sebagai masukan program EMERALD NORMAL beserta data geometri dan data fisis setiap komponen. Siapkan data meteorologi dan data konsumsi sekitar calon tapak PLTN. Daerah sekitar PLTN dibagi dalam 7 radius berpusat di calon tapak PLTN. Jari-jari pengamatan adalah 1 km, 2 km, 5 km, 10 km, 20 km, 30 km dan 50 km. Setiap radius dibagi dalam 16 arah radial (22,5°) dimulai dari 11,25° arah utara. Data konsumsi penduduk dan data meteorologi dalam matriks 16x8 beserta data radionuklida yang berada di cerobong digunakan sebagai masukan pada program PC-CREAM. Dosis dilakukan untuk menghitung dosis dari 1 PLTN dan 2 PLTN. Hasil yang diperoleh adalah dosis yang diterima penduduk sekitar PLTN serta alur radionuklida sampai ke penduduk. Hasil ini dibandingkan dengan batasan yang diberikan oleh BAPETEN untuk mengetahui dampak yang mungkin terjadi akibat beroperasinya PLTN di calon tapak PLTN.

**HASIL DAN PEMBAHASAN**

Inventori radionuklida dan aktivitas yang terdapat di setiap volume reaktor dapat dilihat pada Tabel 1.

Tabel 1. Inventori dan aktivitas setiap volume reaktor (Ci)

Radio nuklida	Inventori bahan bakar	Sistem pendingin	Pressurizer		Spent fuel	Demi neralizer	Steam Generator			
			Fase cair	Fase uap			1	2	3	4
I-131	8,80E+07	1,60E+02	9,15E+00	0,00E+00	8,24E-02	1,47E-01	7,40E-03	7,40E-03	7,40E-03	7,40E-03
I-132	1,30E+08	5,80E+01	7,72E-01	0,00E+00	6,26E-03	1,04E-02	9,23E-04	9,23E-04	9,23E-04	9,23E-04
I-133	2,00E+08	2,60E+02	4,03E+00	0,00E+00	1,61E-03	3,32E-02	6,99E-03	6,99E-03	6,99E-03	6,99E-03
I-134	2,40E+08	3,20E+01	2,55E-02	0,00E+00	3,10E-05	1,47E-05	7,49E-05	7,49E-05	7,49E-05	7,49E-05
I-135	1,80E+08	1,30E+02	7,72E-01	0,00E+00	1,77E-04	2,80E-03	1,84E-03	1,84E-03	1,84E-03	1,84E-03
Kr-83M	1,60E+07	2,20E+01	0,00E+00	1,29E-02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Kr-85M	3,90E+07	1,30E+02	0,00E+00	1,76E-01	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Kr-85	9,00E+05	4,00E+02	0,00E+00	5,09E+02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Kr-87	7,60E+08	7,60E+01	0,00E+00	2,95E-02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Kr-88	1,10E+08	2,20E+02	0,00E+00	1,89E-01	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Xe-133M	8,80E+07	1,90E+02	0,00E+00	3,33E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Xe-133	2,00E+08	1,60E+04	0,00E+00	5,94E-02	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Xe-135M	5,50E+07	4,70E+01	0,00E+00	2,12E-01	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Xe-135	2,70E+07	3,00E+02	0,00E+00	1,60E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Xe-138	1,80E+08	3,40E+01	0,00E+00	2,47E+01	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00

Dari Tabel 1 terlihat bahwa aktivitas radionuklida menurun drastis dari bahan bakar ke sistim pendingin. Hal ini disebabkan adanya gap antara bahan bakar ke sistim pendingin. Gap inilah yang membatasi keluarnya radionuklida dari bahan bakar (inventori) ke sistim pendingin. Untuk radionuklida dari kelompok Iodine aktivitas terbesar berasal dari I-134.

Radionuklida I-134 memiliki potensi bahaya yang kecil karena waktu paro yang sangat pendek yaitu 0,87 jam, sehingga keberadaan nuklida ini tidak begitu berbahaya. Radionuklida yang perlu dicermati lebih lanjut adalah I-131, karena radionuklida ini memiliki waktu paro yang panjang, yaitu 193 jam, sehingga memiliki potensi bahaya bagi kesehatan manusia yaitu dapat berada pada tubuh manusia melalui alur makanan dan dapat mengakibatkan kanker pada kelenjar gondok. Untuk kelompok radionuklida kelompok gas, radionuklida yang memiliki aktivitas terbesar adalah Kr-85 sebesar 400 Ci dan Xe-133 sebesar 1600 Ci. Kedua radionuklida ini tidak berbahaya bagi manusia karena hanya memberikan pengaruh dari paparan radiasi secara external. Selain itu kedua nuklida ini kemungkinan keluar sangat kecil, karena dapat terserap oleh filter-filter yang ada di reaktor. Radionuklida yang akan lepas ke udara dapat dilihat pada Tabel 2 dan 3.

Tabel 2. Aktivitas Iodine yang siap lepas ke udara (Ci)

Nuklida	Blow down tank venting	Containment venting	Steam system leakage	Condenser off-gas venting	Secondary system water leakage	Auxiliary building venting	Total yang akan lepas ke udara
I-131	1,97E-02	3,12E-03	1,08E-02	4,84E-02	1,50E-05	8,13E-03	<b>8,12E-01</b>
I-132	1,34E-03	1,50E-04	1,35E-03	6,84E-03	1,93E-06	2,96E-03	1,18E-02
I-133	1,01E-02	5,48E-04	1,02E-02	4,57E-02	1,50E-05	1,31E-02	7,97E-02
I-134	1,09E-04	2,86E-06	1,10E-04	4,90E-04	1,48E-07	1,66E-03	2,37E-03
I-135	2,67E-03	9,20E-05	2,69E-03	1,21E-02	3,93E-06	6,90E-03	2,44E-02

Tabel 3. Aktivitas gas yang siap lepas ke udara (Ci)

Nuklida	Gas decay tank venting	Containment venting	Steam system leakage	Condenser off-gas venting	Secondary system water leakage	Auxiliary building venting	Total yang akan lepas ke udara
Kr-83M	0,00E+00	4,31E-03	1,45E-04	3,97E-01	0,00E+00	2,33E+01	2,73E+00
Kr-85M	0,00E+00	5,89E-02	8,36E-04	3,83E+00	0,00E+00	1,34E+01	1,73E+01
Kr-85	1,01E+03	5,43E+01	1,80E-03	2,02E+01	0,00E+00	2,90E+01	<b>1,50E+03</b>
Kr-87	0,00E+00	9,85E-03	4,84E-04	1,01E+00	0,00E+00	7,79E+00	8,80E+00
Kr-88	0,00E+00	6,30E-02	1,42E-03	5,05E+00	0,00E+00	2,28E+01	2,80E+01
Xe-133M	5,22E-04	1,09E+00	1,23E-03	1,02E+01	0,00E+00	1,96E+01	3,09E+01
Xe-133	1,03E+02	1,98E+02	9,70E-02	8,40E+02	0,00E+00	1,56E+03	<b>2,70E+03</b>
Xe-135M	0,00E+00	2,61E-02	4,46E-03	2,44E+00	0,00E+00	4,85E+00	7,32E+00
Xe-135	0,00E+00	3,69E-01	2,31E-03	1,44E+01	0,00E+00	3,02E+01	4,49E+01
Xe-138	0,00E+00	8,22E-04	2,20E-04	1,04E-01	0,00E+00	3,55E+00	3,65E+00

Berdasarkan Tabel 2 dan 3 radionuklida yang siap lepas ke udara terbesar untuk kelompok Iodine adalah I-131 sebesar 8,12E-01 Ci dan untuk kelompok gas adalah Kr-85 sebesar 1,50E+03 Ci dan Xe-133 sebesar 2,70E+03 Ci. Dari ketiganya I-131 merupakan nuklida yang perlu mendapat perhatian khusus, karena memiliki potensi bahaya bagi manusia. Selanjutnya semua radionuklida yang siap lepas ke udara digunakan sebagai masukan untuk program PC-CREAM, untuk mendapatkan dosis yang diterima penduduk karena radionuklida-radionuklida tersebut.

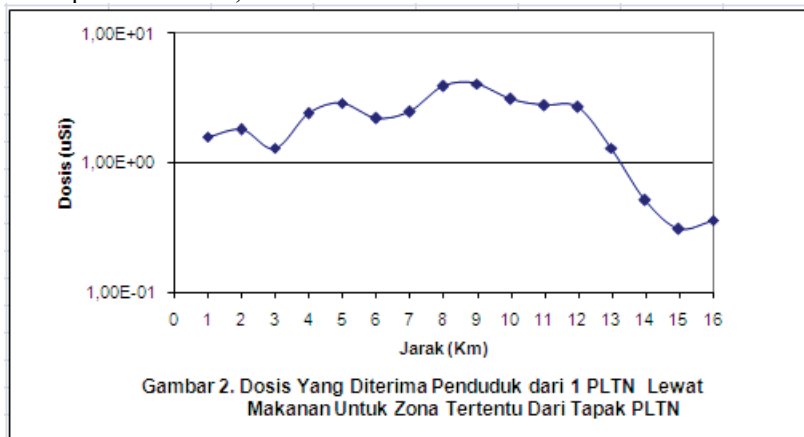
Pada perhitungan menggunakan PC-CREAM, langkah pertama yang dilakukan adalah menentukan arah radial dari calon tapak PLTN yang memiliki penerimaan dosis maksimal dari alur makanan. Sebaran radionuklida dari PLTN ke arah radius dan radial sangat bergantung pada kondisi meteorologi, yaitu pada arah dan kecepatan angin. Perhitungan dilakukan untuk jarak tertentu, dan dipilih jarak 1 km dari tapak PLTN dan

dihitung untuk 16 arah radial. Arah radial pertama (zona 1) dimulai dari sudut 11,25° arah utara, dan zona selanjutnya mengikuti arah jarum jam dengan penambahan sudut radial sebesar 22,5°. Perhitungan dilakukan untuk mengetahui kontribusi radionuklida yang terlepas dari PLTN yang memberikan kontribusi pemaparan melalui alur makanan. Kontribusi radionuklida penyumbang paparan radiasi lewat alur makanan ditunjukkan dalam Tabel 4.

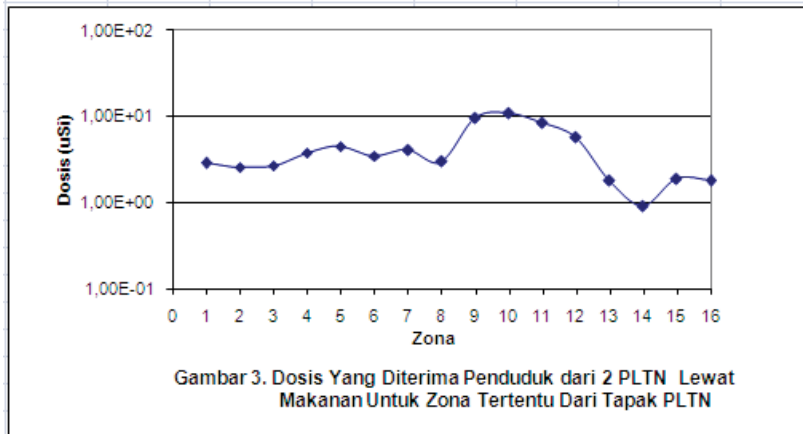
Tabel 4. Kontribusi Pemapar Lewat Alur makanan (%)

Radionuklida	Kontribusi Pemapar Lewat Alur Makanan (%)		
	Bayi	Anak-anak	Dewasa
I-131	100	100	100
I-132	0	0	0
I-133	0	0	0
I-134	0	0	0
I-135	0	0	0
Kr-83M	0	0	0
Kr-85M	0	0	0
Kr-85	0	0	0
Kr-87	0	0	0
Kr-88	0	0	0
Xe-133M	0	0	0
Xe-133	0	0	0
Xe-135M	0	0	0
Xe-135	0	0	0
Xe-138	0	0	0

Dari Tabel 4 dapat dilihat bahwa untuk alur makanan pemapar radiasi hanya berasal dari I-131. Radionuklida yang lain tidak memberikan kontribusi melalui alur makanan. Langkah selanjutnya dilakukan perhitungan untuk mengetahui dosis yang diterima penduduk untuk setiap zona, pada jarak 1 km. Perhitungan ini untuk mengetahui zona yang menerima paparan radionuklida terbesar. Penerimaan dosis radiasi lewat alur makanan pada jarak 1 km dari satu dan dua PLTN untuk 16 zona radial serta data meteorologi untuk daerah Jepara. Hasil yang diperoleh dapat dilihat pada Gambar 2, 3 dan Tabel 5.



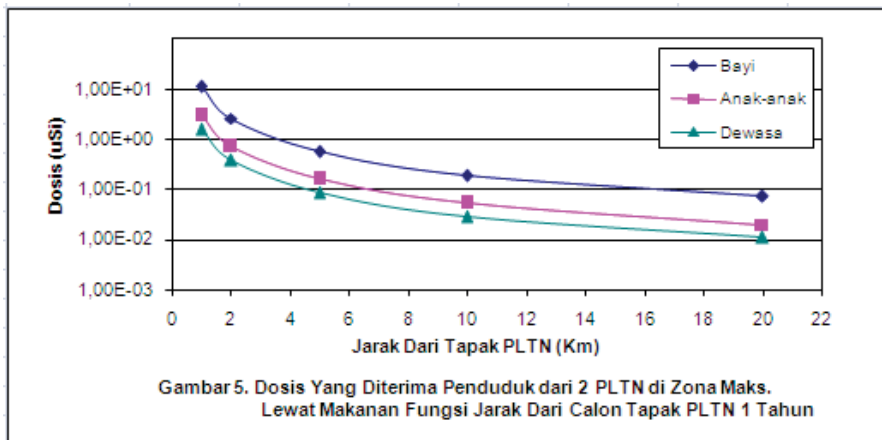
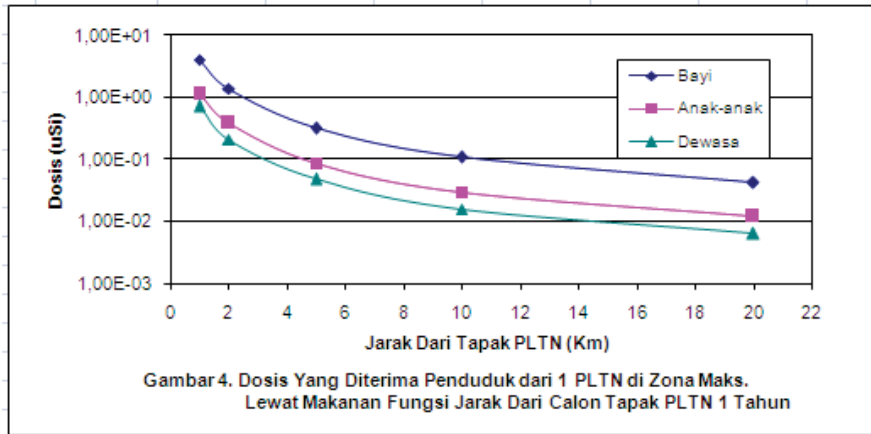




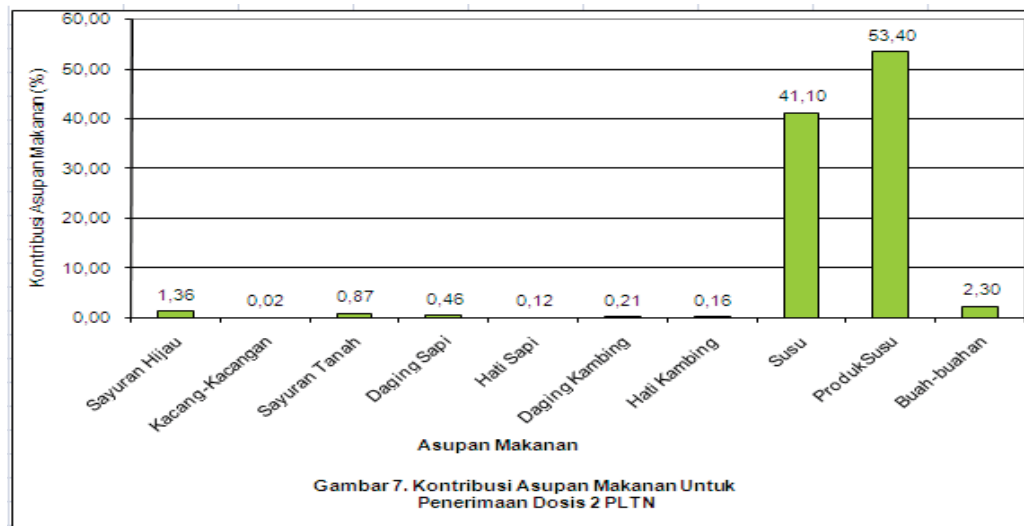
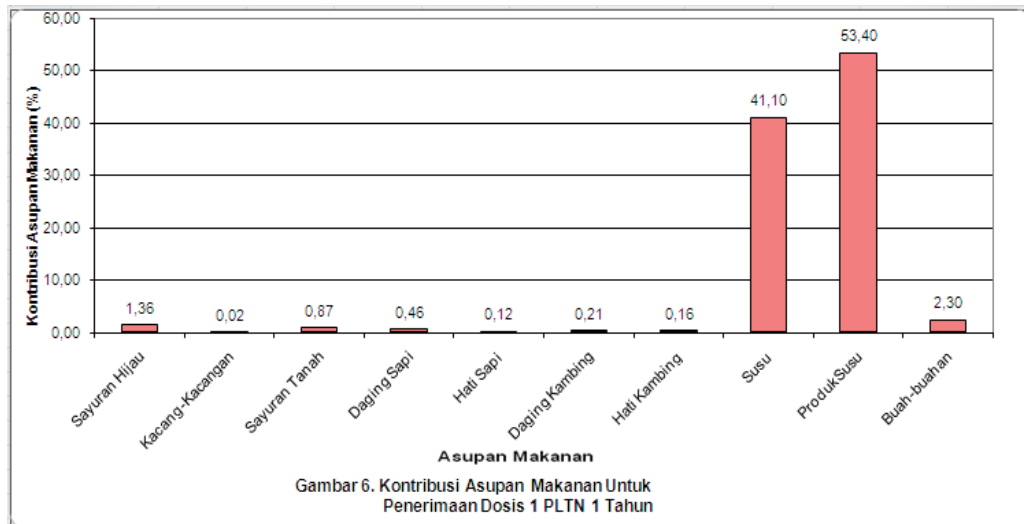
Tabel 5. Data meteorologi Jepara tahun 2008, arah dan kecepatan angin

Arah Angin	Interval Kecepatan Angin (Frequency Count)						JUMLAH
	<3	3 - <4	4 - <6	≥ 6	4 - <6 (hujan)	≥ 6 (hujan)	
	A	B	C	D	C (hujan)	D (hujan)	
N	0,015	0,003	0,000	0,000	0,000	0,000	0,019
NNE	0,014	0,001	0,000	0,000	0,000	0,000	0,015
NE	0,015	0,003	0,000	0,000	0,000	0,000	0,018
ENE	0,008	0,007	0,001	0,000	0,000	0,000	0,017
E	0,011	0,013	0,009	0,000	0,000	0,000	0,034
ESE	0,009	0,012	0,012	0,000	0,000	0,000	0,034
SE	0,031	0,014	0,022	0,000	0,000	0,000	0,068
SSE	0,106	0,004	0,000	0,000	0,000	0,000	0,110
<b>S</b>	<b>0,080</b>	<b>0,026</b>	<b>0,004</b>	<b>0,000</b>	<b>0,000</b>	<b>0,000</b>	<b>0,110</b>
SSW	0,056	0,000	0,000	0,000	0,000	0,000	0,056
SW	0,040	0,001	0,000	0,000	0,000	0,000	0,041
WSW	0,060	0,009	0,000	0,000	0,007	0,001	0,077
W	0,070	0,043	0,001	0,000	0,047	0,012	0,172
WNW	0,033	0,043	0,002	0,000	0,075	0,013	0,165
NW	0,011	0,013	0,003	0,000	0,019	0,003	0,049
NNW	0,009	0,006	0,000	0,000	0,001	0,000	0,016
Jumlah	0,568	0,200	0,055	0,001	0,149	0,028	1,000

Dari Gambar 2 terlihat bahwa penerimaan dosis terbesar berada di zona 9 (arah selatan/south), yaitu sebesar 4,10 µSi. Arah ini sesuai dengan data meteorologi, dimana arah angin terbesar ke arah selatan. Sedangkan untuk dua PLTN penerimaan dosis bergeser ke arah zona 10. Hal ini disebabkan adanya cerobong kedua yang berada 90 derajat arah ke barat, sehingga menyebabkan bergesernya arah sebaran radionuklida satu zona ke arah barat. Selanjutnya setelah diperoleh zona dimana sebaran radionuklida yang diterima penduduk diperoleh maksimal (zona maksimum), maka dilakukan perhitungan dosis yang diterima penduduk pada zona tersebut sebagai fungsi jarak dari PLTN. Perhitungan ini untuk mengetahui kenaikan/penurunan radionuklida sebagai fungsi Jarak. Penerimaan dosis pada penduduk sebagai fungsi jarak dari PLTN di zona maksimum untuk satu dan dua PLTN.

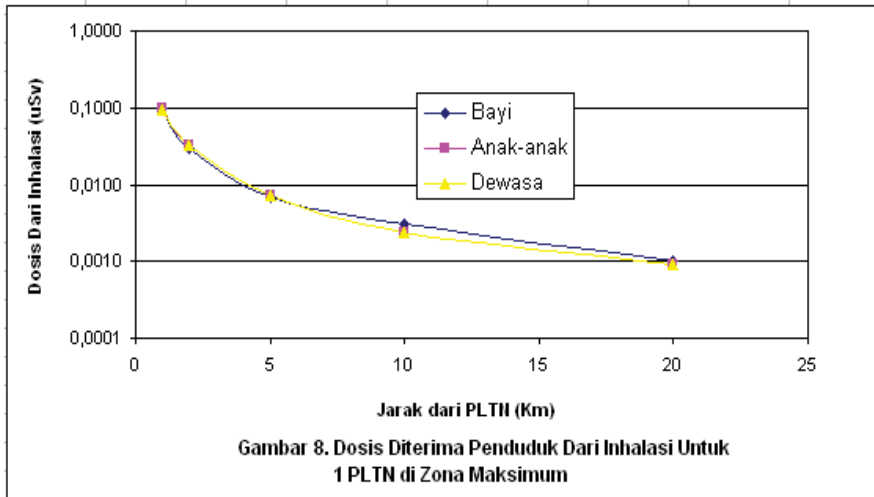


Dari Gambar 5 dan 6 dapat dilihat bahwa penerimaan dosis dari satu dan dua PLTN kepada penduduk menurun sebagai fungsi dari jarak. Semakin jauh jarak suatu daerah dari PLTN, maka semakin kecil dosis yang akan diterima oleh penduduk. Hal ini sesuai dengan prinsip radiasi yaitu aktivitas suatu sumber radiasi mengecil sebagai fungsi dari jarak. Dari hasil di atas juga terlihat bahwa bayi menerima dosis paling besar dibandingkan anak-anak dan dewasa. Hal ini dikarenakan bayi memiliki struktur jaringan yang lebih peka dalam menyerap radiasi dibandingkan anak-anak dan orang dewasa. Selain itu juga dapat dilihat bahwa daerah yang memiliki dosis terbesar berada pada jarak 1 km dari PLTN, yaitu sebesar 4,10  $\mu$ Si untuk 1 PLTN dan 11,00  $\mu$ Si untuk 2 PLTN. Oleh karenanya untuk daerah beradius 1 km dari PLTN menjadi daerah yang perlu pengawasan lebih tinggi dibandingkan dengan daerah lain. Selanjutnya akan dilihat jenis makanan yang memberikan kontribusi paparan yang melalui alur makanan. Kontribusi penyumbang penerimaan dosis pada penduduk untuk 1 dan 2 PLTN

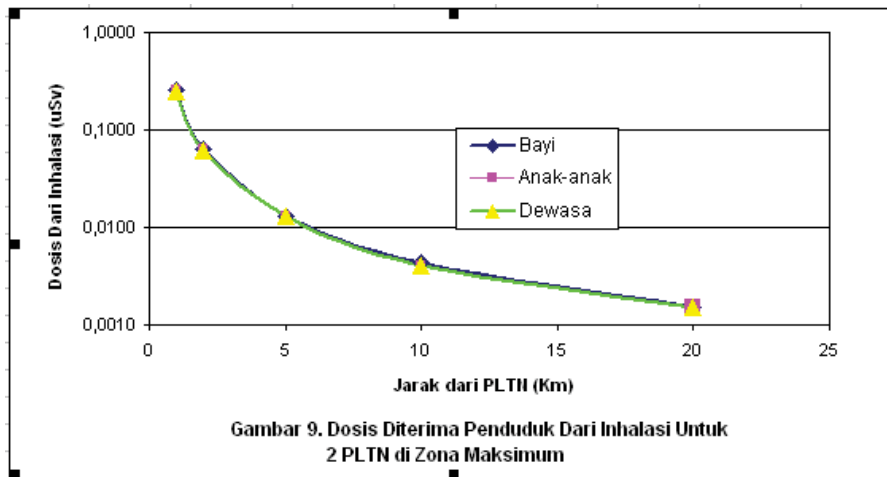


Dari Gambar 6 dan 7 terlihat bahwa penyumbang paparan terbesar lewat makanan adalah berasal dari susu dan produk susu. Oleh karenanya untuk daerah inklusi sebaiknya dibatasi jumlah peternakan sapi penghasil susu, sehingga akan memberikan pengurangan terhadap jumlah asupan paparan radiasi yang sampai ke penduduk.

Dosis yang diterima penduduk dari inhalasi untuk zona maksimum untuk 1 dan 2 PLTN dapat dilihat pada Gambar 8 dan 9.



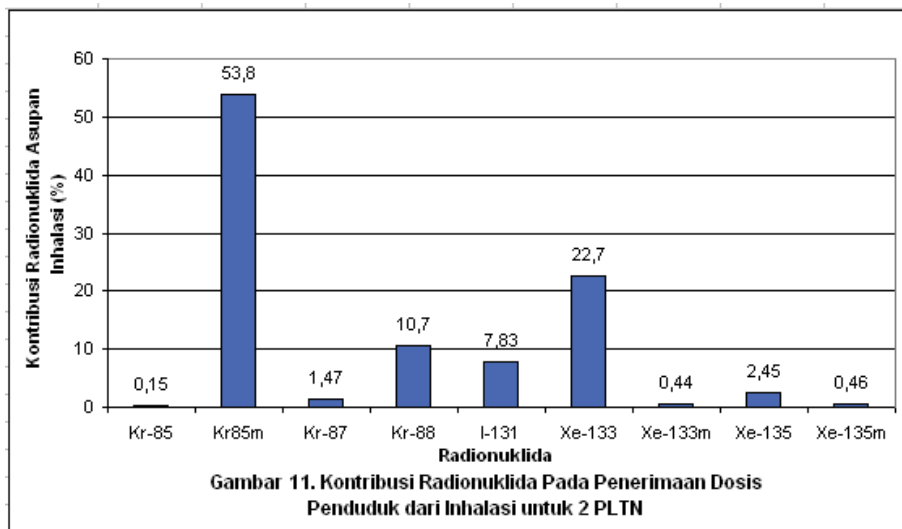
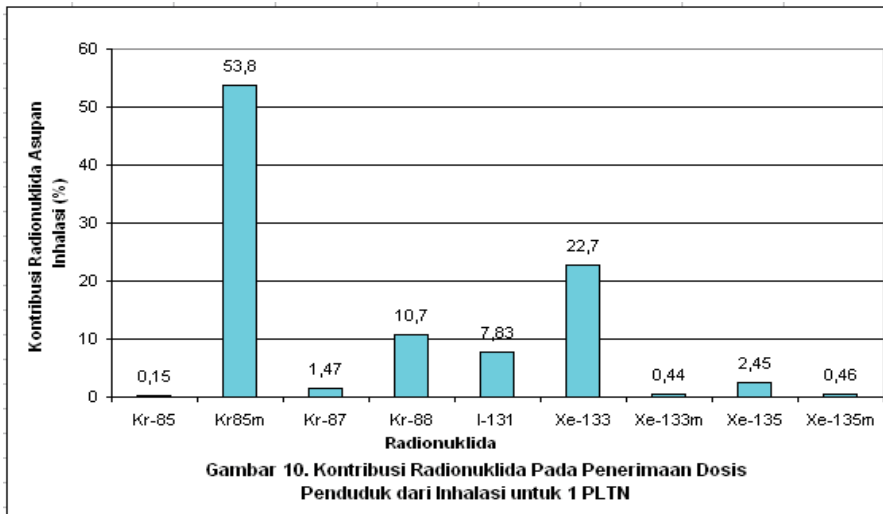
Gambar 8. Dosis Diterima Penduduk Dari Inhalasi Untuk 1 PLTN di Zona Maksimum



Gambar 9. Dosis Diterima Penduduk Dari Inhalasi Untuk 2 PLTN di Zona Maksimum

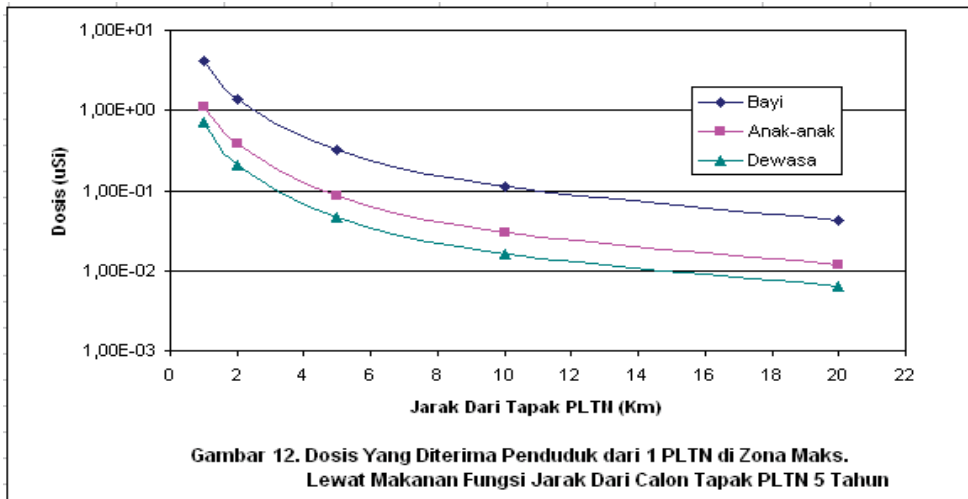
Untuk paparan radiasi melalui hirupan (inhalasi), terlihat bahwa untuk bayi, anak-anak serta orang dewasa menerima asupan yang sama besar. Selain itu ketiganya akan menerima paparan maksimal pada jarak 1 km dari PLTN, yaitu sebesar 0,10  $\mu$ Si untuk 1 PLTN dan 0,26  $\mu$ Si untuk 2 PLTN.

Kontribusi radionuklida pada penerimaan dosis bagi penduduk dari inhalasi di zona maksimum untuk 1 dan 2 PLTN dapat dilihat pada Gambar 10. dan Gambar 11.



Untuk radionuklida kontribusi pemapar lewat hirupan melalui nuklida Kr-85 sebesar 53,80 %, untuk satu dan 2 PLTN. Kontribusi radionuklida pemapar lewat hirupan untuk satu dan dua PLTN sama, karena kedua reaktor memiliki suku sumber yang sama, berasal dari reaktor yang sam.

Dosis yang diterima penduduk dari inhalasi di zona maksimum untuk 1 PLTN fungsi jarak untuk waktu lima tahun dapat dilihat pada Gambar 12.



Dosis yang diterima penduduk untuk jangka waktu lima tahun sama dengan satu tahun, karena dosis yang diterima penduduk kecil, sehingga waktu operasi reaktor mendekati konstan sebagai fungsi waktu operasi. Jumlah paparan radiasi yang diterima penduduk terbesar secara total lewat alur makanan dan hirupan sebesar 4,20  $\mu\text{Si}$  untuk 1 PLTN dan 11,26  $\mu\text{Si}$  untuk 2 PLTN. Hasil ini sangat kecil dibandingkan batasan dosis yang diijinkan diterima oleh penduduk oleh yang tercantum pada peraturan badan pengawas BAPETEN<sup>(6)</sup> yaitu sebesar 1 mSi. Dari hasil ini dapat dinyatakan pada pengoperasian norma reaktor PWR kelas 1000 MW elektri yang dipilih tidak memberikan pengaruh kepada penduduk sudut dari paparan radiasi.

## KESIMPULAN DAN SARAN

Analisis telah dilakukan untuk dosis yang diterima penduduk sekitar daerah calon tapak PLTN menggunakan program PC-CREAM. Kajian dan analisis meliputi dosis individu untuk 16 zona dan 8 radius berdasarkan jenis radionuklida, kelompok usia, alur paparan (*pathway*) dan rantai makanan (*foodstuff*). Hasil yang diperoleh adalah dosis maksimal yang diterima penduduk jauh lebih rendah dari batas yang diijinkan oleh badan pengawas (BAPETEN).

Setelah sebaran radionuklida untuk operasi normal dianalisis, maka untuk penelitian selanjutnya perlu dilakukan analisis untuk reaktor kondidi abnormal, sehingga dapat diketahui secara lengkap sebaran radionuklida yang berasal dari reaktor selama operasi normal dan abnormal.

## DAFTAR PUSTAKA

1. Groff A.G. Origen2 Code Package: A versatile computer code for calculating the nuclide compositions and characteristics of nuclear material. Tennessee 37830: ORNL Chemical Technology Division. ge.; August 2005

2. RSIC computer code collection. Emerald normal: Calculation of activity release and potential dose for the normal operation of pressurized water reactor plant. ORNL: Last update; Feb 2007
3. Pande Made Udiyani. Analisis karakteristik sumber dari reaktor PWR kapasitas 1000 MWe pada operasi 3 tahun. Tri Dasa Mega: Jurnal Teknologi Nuklir. 2008 June; Vol. 10: Nomor 2
4. Cream-PC. Consequences of releases to the environment assessment methodology (the radiological impact of routine release). User Guide: National Radiological Protection Board. European Commission, EUR 17791 EN-NRPB-SR 296; 1997
5. IAEA safety guides No. NS-G-3.2. Safety standards series, dispersion of radioactive material in air and water and consideration of population distribution in site evaluation for nuclear power plants. Austria; March 2002
6. BAPETEN. Ketentuan keselamatan kerja terhadap radiasi. PerKa No. 01/Ka-BAPETEN/V-99 BAPETEN; 1999
7. Nassar, N.N. Environmental impacts of radiation releases from nuclear power plant. Proceedings of The 2<sup>nd</sup> Environmental Physics Conference. Agypt; 18-22 February 2006