
ANALISIS KECELAKAAN PARAH PADA *PRESSURIZED WATER REACTOR* DENGAN *BACKWARDS METHOD*

Pande Made Udiyani, Sri Kuntjoro, Jupiter Sitorus Pane
Pusat Teknologi Reaktor dan Keselamatan Nuklir-BATAN
Puspiptek Gd-80 Serpong
Email: pmade-u@batan.go.id

Diterima editor 07 Desember 2012
Disetujui untuk publikasi 14 Januari 2013

ABSTRAK

ANALISIS KECELAKAAN PARAH PADA *PRESSURIZED WATER REACTOR* DENGAN *BACKWARDS METHOD*. Antisipasi kecelakaan parah suatu rancangan PLTN menjadi sangat penting dalam penerimaan suatu teknologi PLTN setelah terjadinya kecelakaan parah reaktor nuklir Fukushima di Jepang. Antisipasi tersebut tertuang dalam rencana strategi manajemen kecelakaan reaktor. Berdasarkan permasalahan tersebut maka dilakukan penelitian tentang analisis konsekuensi kecelakaan parah PWR (*Pressurized Water Reactor*) belajar dari Fukushima untuk manajemen kecelakaan reaktor dengan metode baru yang dikenal dengan nama *backwards method* (metode hitung mundur). *Backwards method* adalah menghitung berdasarkan hasil paparan radiasi terukur yang diterima publik untuk mengestimasi besarnya kerusakan pada teras reaktor sebagai sumber utama radiasi di reaktor PLTN. Analisis konsekuensi kecelakaan parah untuk reaktor daya PWR dengan *backwards method* telah dilakukan untuk calon tapak potensial di Indonesia seperti Semenajung Muria, Pesisir Serang, tapak dengan Stabilitas C, Stabilitas D, Stabilitas E, dan Stabilitas F. Hasil dari perhitungan *backwards method* dapat digunakan untuk mengetahui dan verifikasi keparahan kecelakaan suatu reaktor khususnya untuk reaktor PWR dengan kapasitas 1000 MWe untuk tapak di Indonesia.

Kata Kunci: Kecelakaan parah, PWR, manajemen kecelakaan, *backwards method*

ABSTRACT

ANALYSIS OF SEVERE ACCIDENT ON *PRESSURIZED WATER BACKWARDS METHOD*. Anticipation of NPP severe accident becomes very important in nuclear technology after a severe accident at Japan's Fukushima nuclear reactor. Based on these problems then do research on the analysis of the consequences of severe accidents PWR (*Pressurized Water Reactor*) to learn from the Fukushima reactor accident management with a new method known as the backwards method. Backwards method is based on the results of measurements of radiation exposure received by the public, to estimate of core damage in NPP reactors. Analysis of the consequences of PWR severe accidents with backwards method has been carried out to potential candidates site in Indonesia as Semenajung Muria, Serang Coastal, site with single weather stability such as C, D, E, and F Stability. The results of the backwards method calculation can be used to determine the severity of the accident and the verification of a particular reactor with a capacity of 1000 MWe PWR to site in Indonesia.

Keywords: Severe Accident, PWR, accident management, backwards method

PENDAHULUAN

Berbagai riset telah dilakukan untuk mengkaji fenomena kecelakaan parah yang terjadi yang ditujukan untuk mengkuantifikasi margin keselamatan reaktor nuklir terhadap kecelakaan serta untuk mengevaluasi efektivitas tindakan manajemen kecelakaan reaktor[1,2]. Menurut pedoman IAEA, untuk menyusun rencana strategi manajemen kecelakaan reaktor diperlukan masukan dari analisis fenomena kecelakaan parah dan analisis konsekuensinya. Berdasarkan pengalaman kecelakaan parah Fukushima[3,4], maka Indonesia sebagai calon pengguna PLTN dan sebagai anggota IAEA perlu memiliki dokumen prosedur tentang manajemen kecelakaan reaktor. Disamping itu juga Pemerintah Indonesia mencanangkan untuk mengatasi kekurangan energi listrik dengan cara membangun berbagai pembangkit listrik konvensional maupun non konvensional. PLTN (Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir) sebagai sumber energi yang terbarukan dipilih sebagai alternatif, karena memiliki berbagai kelebihan yaitu ramah lingkungan, pasokan bahan bakar yang tidak bergantung musim, serta harganya yang dapat bersaing dengan pembangkit listrik yang lain. Namun demikian, adanya kesangsian sebagian masyarakat tentang keselamatan radiasi PLTN, maka pemerintah harus bisa meyakinkan tentang operasi PLTN yang aman dan selamat.

Berdasarkan permasalahan tersebut maka dilakukan penelitian tentang analisis konsekuensi kecelakaan parah PWR (*Pressurized Water Reactor*) belajar dari Fukushima untuk manajemen kecelakaan reaktor dengan metode baru yang dikenal dengan nama *backwards method* (metode hitung mundur). Metode hitung mundur adalah menghitung berdasarkan hasil pengukuran paparan radiasi yang diterima publik untuk mengestimasi besarnya kerusakan pada teras sebagai sumber utama radiasi di reaktor PLTN. Metode ini merupakan metode baru yang sedang dikembangkan oleh anggota IAEA terutama kelompok peneliti keselamatan reaktor. Ide menggunakan metode ini, berdasarkan pengalaman kecelakaan parah reaktor Daiichi yang mengakibatkan kerusakan teras di Fukushima. Berdasarkan data dosis ini dilakukan perhitungan dengan hitung mundur, yaitu analisis yang berdasarkan akibat (konsekuensi) mengestimasi sebab (sumber kerusakan). Diharapkan dengan metode ini dapat dengan lebih cepat mengetahui keparahan kerusakan teras, sehingga melaksanakan manajemen kecelakaan parah dari pedoman SAMGs (*Severe Accident Management Guidelines*) dapat diterapkan. Metode ini dikaji untuk digunakan sebagai salah satu metode estimasi untuk masukan revisi pedoman IAEA seperti TECDOC, EOP, atau SAMGs. Metode ini dengan simulasi dan skenario tunggal sudah pernah dilakukan untuk reaktor BWR Daiichi Fukushima[3]. Metode *backwards* menggunakan program komputer ORIGEN-2 untuk menentukan inventori teras, perhitungan menggunakan skenario dan parameter asumsi untuk menentukan suku sumber (*source term*), dan modul Latdos dan Latrisk dari Pc-Cosyma untuk menentukan dosis di lingkungan. Hasil yang diharapkan dari penelitian ini adalah data input untuk dokumen manajemen kecelakaan parah PWR nasional seperti dokumen IAEA (EOPs dan SAMGs).

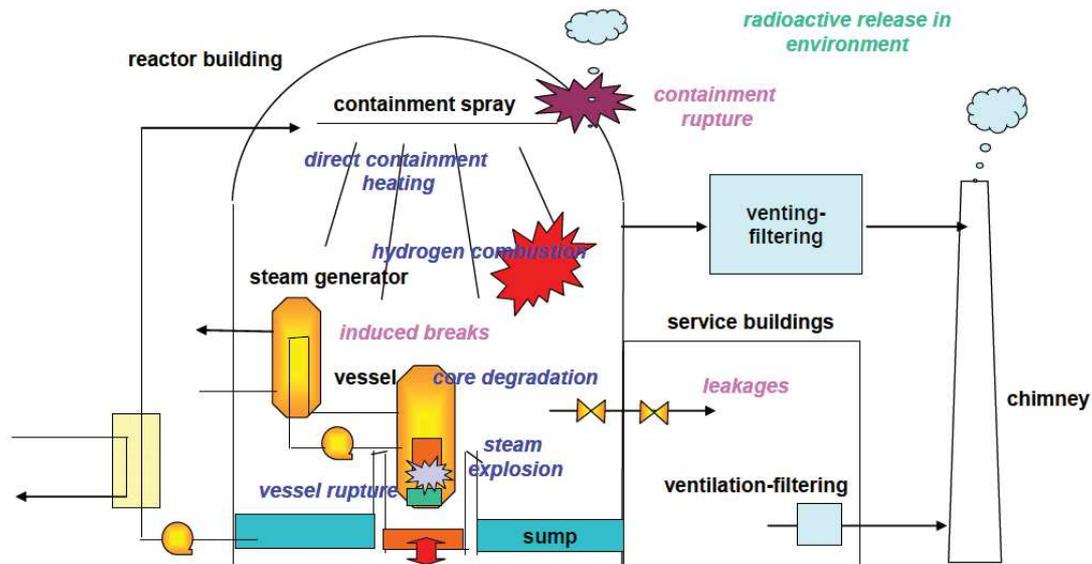
Tujuan umum penelitian ini mendapatkan data masukan untuk pembuatan dokumen manajemen kecelakaan parah PWR nasional seperti dokumen IAEA (EOPs dan SAMGs). Tujuan khusus adalah mendapatkan data analisis *backwards* untuk reaktor PWR dengan kapasitas 1000 MWe di tapak Indonesia sebagai bahan masukan untuk pedoman manajemen kecelakaan parah.

Berdasarkan data pengukuran dosis radiasi di lingkungan, dan kondisi tapak pada saat kecelakaan parah terjadi, kemudian disimulasikan besarnya aktivitas produk fisi yang terdispersi di atmosfer. Dari hasil simulasi ini, kemudian di estimasi produk fisi yang ke luar dari *containment* reaktor. Jenis nuklida produk fisi yang ke luar dari pengungkung (*containment*) harus sesuai dengan produk fisi inventori teras. Dengan menggunakan postulasi kecelakaan parah yang sudah dimodelkan, maka perkiraan kerusakan teras (*core dam aged*) dapat dilakukan.

TEORI

Kecelakaan Parah di PWR

Kecelakaan parah (*severe accident*) merujuk pada suatu peristiwa yang menyebabkan kerusakan yang signifikan untuk bahan bakar reaktor sebagai akibat dari kegagalan teras sebagian atau seluruh teras. Kecelakaan parah pada umumnya disebabkan oleh kegagalan pendinginan dalam teras, yang mencegah perpindahan panas sisa, dan diikuti oleh gagalnya kerja sistem keselamatan. Dalam hitungan jam, elemen struktur bahan bakar dapat rusak sebagai akibat dari disfungsi kegagalan sistem keselamatan, akibatnya terjadi pelepasan produk fisi dari teras ke pendingin dan akhirnya ke pengungkung [5, 6, 7].



Gambar 1. Mekanisme fenomena fisik yang terjadi selama kecelakaan parah, serta sistem keselamatan yang terlibat [5]

Jika teras reaktor tidak dialiri pendingin untuk jangka waktu tertentu maka mulai terjadi degradasi teras di dalam bejana reaktor, dan bahan bakar nuklir semakin panas karena panas sisa. Terjadi reaksi oksidasi eksotermis antara uap dengan kelongsong zircaloy, sehingga berpotensi terjadi produksi hidrogen dan energi termal. Selain itu, reaksi logam antara bahan bakar dan kelongsong akan mengakibatkan retaknya kelongsong sehingga produk fisi terlepas dari bahan bakar. Jika kondisi ini terus berlanjut akan mengakibatkan terbentuknya *corium* di teras dan terjadi interaksi *corium* dengan sisa air pendingin, yang dapat mengakibatkan bejana reaktor retak atau pecah. Pecahan *corium* jika ke bagian dasar dari bejana akan menimbulkan retaknya beton pengungkung, dan jika terbawa ke pengungkung akan menambah tekanan di pengungkung. Selain itu karena Hidrogen yang dihasilkan jika lolos ke pengungkung akan meningkatkan tekanan dan panas dan membuat pengungkung gagal. Mekanisme kondisi kecelakaan parah dan suku sumber yang ditimbulkannya digambarkan pada Gambar 1.

Suku Sumber Untuk Analisis Kecelakaan Parah

Analisis kecelakaan parah untuk memperoleh data suku sumber yang dipicu kondisi LOCA, dihitung menggunakan paket program RELAP-SCDAP, MELCOR, atau THALES[8,9,10]. Analisis kecelakaan dengan menggunakan *Severe Accident Analysis Code* SAMPSON for IMPACT Project telah dilakukan oleh Hiroshi Ujita dkk [11]. Menurut TID-14844 suku sumber, produk fisi gas mulia di dalam teras, karena kecelakaan parah 100 % lepas ke sistem pendingin dan pengungkung, dari

kelompok iodine mencapai 50 % dan produk fisis lainnya 1 % yang lolos ke sistim pendingin dan pengungkung [7,12] .

METODOLOGI

Metode penelitian ini adalah metode perhitungan, simulasi, dan penelitian lapangan (data sekunder) untuk mendapatkan data simulasi (meteorologi dan tapak), dan kemudian melakukan metode hitung mundur (*backwards method*).

Analisis Radiologi

Meliputi perhitungan sumber radioaktif di dalam inventori teras reaktor dan sumber radioaktif yang lepas kelingkungan berdasarkan kejadian postulasi kecelakaan. Inventori teras reaktor dihitung menggunakan ORIGEN-2 [13]. PWR yang dihitung dengan spesifikasi: matriks perangkat bahan bakar 17 x 17; jumlah batang/FA : 264 buah; berat UO₂/FA adalah 613,823.73 g, pengayaan 2,35% : U₂₃₅ = 12,715.22 g, U₂₃₈ = 528,357.86 g, O₁₆ = 72,750.66 g; pengayaan 3,40% : U₂₃₅ = 18,396.19 g, U₂₃₈ = 522,668.27 g, O₁₆ = 72,759.27 g, pengayaan 4,45% : U₂₃₅ = 24,076.99 g, U₂₃₈ = 516,978.87 g, O₁₆ = 72,767.88 g, daya listrik: 1000 MWe, daya termal adalah 3400 MWth dengan lama siklus operasi 18 - 24 bulan, rata-rata iradiasi (BU) adalah 50 GWd/tU.

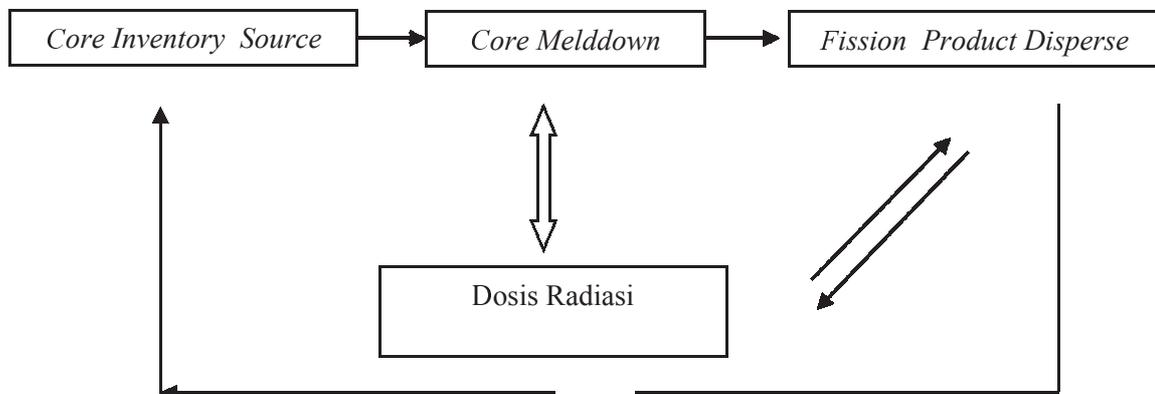
Postulasi kecelakaan *severe accident: fase release* dari *severe accident* adalah *coolant activity release, gap activity release, early in-vessel release, ex-vessel release, dan late in-vessel release* [12]. Diasumsikan bahwa teras gagal 50 %-100 % dengan 50 % nuklida ke pengungkung; 2 model postulasi yaitu sistem *spray containment* berfungsi (*release fraction Iodine* 0,46) dan sistem *spray containment* tidak berfungsi. Integritas pengungkung masih terjaga, sehingga pelepasan diasumsikan lewat cerobong. Efisiensi filter HEPA mampu memfilter Iodine 90 % dan produk fisi lainnya sebesar 99 %.

Perhitungan Dosis

Dispersi radionuklida disimulasikan untuk tapak Semenanjung Muria, Pesisir Banten, tapak dengan stabilitas tunggal untuk Stabilitas C dan D dengan kecepatan angin rata-rata 5-6 m/detik, Stabilitas E dan F dengan kecepatan angin 2 dan 4 m/detik. Perhitungan dispersi dan dosis menggunakan modul Latdos dan Latrisk [3].

Analisis Backwards

Analisis *backwards* dilakukan sesuai dengan rancangan metodologi pada Gambar 2.



Gambar 2. Pemodelan perhitungan untuk analisis metode *backwards*

Metode analisis *backwards* mengikuti langkah langkah sebagai berikut:

1. Menentukan inventori teras untuk reaktor PWR-1000 MWe, menggunakan program ORIGEN-2
2. Membuat scenario kecelakaan parah dengan asumsi kegagalan teras $\geq 50\%$ yang mengakibatkan produk fisi gas mulia di dalam teras 100 % lepas ke sistem pendingin dan pungguk dari kelompok iodine mencapai 50 % dan produk fisi lainnya 1 % yang lolos ke sistim pendingin dan pungguk [7,12].
3. Selanjutnya menghitung suku sumber yang terdispersi ke lingkungan,
4. Menghitung paparan dan dosis yang terdispersi dengan kondisi tapak simulasi..
5. Memverivikasi produk fisi yang terdispersi dengan inventori teras
6. Membuat korelasi dari konsekuensi (dampak/akibat) dengan kegagalan teras

HASIL DAN PEMBAHASAN

Perhitungan Suku Sumber

Inventori Teras

Perhitungan suku sumber dilakukan untuk reaktor daya tipe PWR dengan kapasitas 1000 MWe. Hasil perhitungan pada ditunjukkan pada Tabel 1.

Tabel 1. Inventori teras PWR 1000 MWe

Nuklida	Bq	Nuklida	Bq	Nuklida	Bq	Nuklida	Bq
Kr-85	3.06E+16	Zr-95	6.13E+18	I-132	5.08E+18	La-142	5.72E+18
Kr-85m	9.02E+17	Zr-97	5.69E+18	I-133	7.20E+18	Ce-141	5.72E+18
Kr-87	1.81E+18	Nb-95	6.15E+18	I-134	8.01E+18	Ce-143	5.49E+18
Kr-88	2.53E+18	Mo-99	6.56E+18	I-135	6.87E+18	Ce-144	4.27E+18
Xe-133	3.88E+18	Tc-99m	5.76E+18	Cs-134	4.61E+17	Pr-143	5.39E+18
Xe-135	1.70E+18	Te-127m	4.59E+16	Cs-136	1.38E+17	Nd-147	2.36E+18
Rb-86	4.95E+15	Te-129	1.05E+18	Cs-137	3.49E+17	Np-239	6.49E+19
Sr-89	3.61E+18	Te-129m	2.11E+17	Ba-139	6.38E+18	Pu-238	7.96E+15
Sr-90	2.63E+17	Sb-127	2.89E+17	Ba-140	6.38E+18	Pu-239	9.87E+14
Sr-91	4.40E+18	Sb-129	1.10E+18	La-140	6.65E+18	Pu-240	1.29E+09
Sr-92	4.65E+18	Te-127	2.83E+17	La-141	5.85E+18	Pu-241	3.93E+17
Y-90	2.74E+17	Te-131m	6.73E+17	Ru-103	5.32E+18	Am-241	3.60E+14
Y-91	4.65E+18	Te-132	5.00E+18	Ru-106	1.58E+18	Cm-242	1.10E+17
Y-92	4.69E+18	I-131	3.48E+18	Rh-105	3.33E+18	Cm-244	6.50E+15

Data hasil perhitungan produk fisi di inventori dipengaruhi oleh jenis bahan bakar, kandungan fraksi uranium alam dan pengkayaannya, fraksi bakar teras, daya reaktor, dan panjang siklus operasi reaktor. Perhitungan inventori teras merupakan titik awal dari analisis *backwards*.

Tabel 2. Hasil perhitungan suku sumber ke lingkungan dari kecelakaan *severe accident* dengan asumsi sistem *containment spray* masih berfungsi

Kegagalan teras				Kegagalan teras			
Nuklida	50 %	60 %	70 %	Nuklida	50 %	60 %	70 %
Kr-85	1,53E+16	1,84E+16	2,14E+16	Te-132	2,50E+14	3,00E+14	3,50E+14
Kr-85m	4,51E+17	5,41E+17	6,32E+17	I-131	4,00E+16	4,80E+16	5,60E+16
Kr-88	1,26E+18	1,52E+18	1,77E+18	I-132	5,85E+16	7,02E+16	8,18E+16
Xe-133	1,94E+18	2,33E+18	2,71E+18	I-133	8,28E+16	9,94E+16	1,16E+17
Xe-135	8,49E+17	1,02E+18	1,19E+18	I-134	9,21E+16	1,10E+17	1,29E+17
Rb-86	2,48E+11	2,97E+11	3,47E+11	I-135	7,90E+16	9,48E+16	1,11E+17
Sr-89	1,80E+14	2,16E+14	2,52E+14	La-140	3,33E+14	3,99E+14	4,66E+14
Sr-90	1,32E+13	1,58E+13	1,84E+13	La-141	2,92E+14	3,51E+14	4,09E+14
Y-90	1,37E+13	1,64E+13	1,92E+13	La-142	2,86E+14	3,43E+14	4,00E+14
Zr-95	3,06E+14	3,68E+14	4,29E+14	Ce-141	2,86E+14	3,43E+14	4,00E+14
Zr-97	2,85E+14	3,42E+14	3,99E+14	Ce-143	2,75E+14	3,30E+14	3,85E+14
Nb-95	3,07E+14	3,69E+14	4,30E+14	Ce-144	2,13E+14	2,56E+14	2,99E+14
Mo-99	3,28E+14	3,93E+14	4,59E+14	Pr-143	2,70E+14	3,23E+14	3,77E+14
Tc-99m	2,88E+14	3,46E+14	4,03E+14	Nd-147	1,18E+14	1,41E+14	1,65E+14
Ru-103	2,66E+14	3,19E+14	3,72E+14	Np-239	3,25E+15	3,90E+15	4,55E+15
Rh-105	1,67E+14	2,00E+14	2,33E+14	Pu-239	4,93E+10	5,92E+10	6,91E+10
Sb-129	5,49E+13	6,59E+13	7,68E+13	Pu-241	1,96E+13	2,36E+13	2,75E+13
Cs-134	2,31E+13	2,77E+13	3,23E+13	Am-241	1,80E+10	2,16E+10	2,52E+10
Cs-137	1,74E+13	2,09E+13	2,44E+13	Cm-242	5,49E+12	6,58E+12	7,68E+12
Ba-140	3,19E+14	3,83E+14	4,47E+14	Cm-244	3,25E+11	3,90E+11	4,55E+11
Kegagalan teras				Kegagalan teras			
Nuklida	80 %	90%	100%	Nuklida	80 %	90%	100%
Kr-85	2,45E+16	2,76E+16	3,06E+16	Te-132	4,00E+14	4,50E+14	5,00E+14
Kr-85m	7,22E+17	8,12E+17	9,02E+17	I-131	6,40E+16	7,20E+16	8,00E+16
Kr-88	2,02E+18	2,27E+18	2,53E+18	I-132	9,35E+16	1,05E+17	1,17E+17
Xe-133	3,10E+18	3,49E+18	3,88E+18	I-133	1,33E+17	1,49E+17	1,66E+17
Xe-135	1,36E+18	1,53E+18	1,70E+18	I-134	1,47E+17	1,66E+17	1,84E+17
Rb-86	3,96E+11	4,46E+11	4,95E+11	I-135	1,26E+17	1,42E+17	1,58E+17
Sr-89	2,89E+14	3,25E+14	3,61E+14	La-140	5,32E+14	5,99E+14	6,65E+14
Sr-90	2,10E+13	2,37E+13	2,63E+13	La-141	4,68E+14	5,26E+14	5,85E+14
Y-90	2,19E+13	2,47E+13	2,74E+13	La-142	4,57E+14	5,14E+14	5,72E+14
Zr-95	4,90E+14	5,51E+14	6,13E+14	Ce-141	4,57E+14	5,14E+14	5,72E+14
Zr-97	4,56E+14	5,12E+14	5,69E+14	Ce-143	4,40E+14	4,95E+14	5,49E+14
Nb-95	4,92E+14	5,53E+14	6,15E+14	Ce-144	3,41E+14	3,84E+14	4,27E+14
Mo-99	5,25E+14	5,90E+14	6,56E+14	Pr-143	4,31E+14	4,85E+14	5,39E+14
Tc-99m	4,61E+14	5,18E+14	5,76E+14	Nd-147	1,89E+14	2,12E+14	2,36E+14
Ru-103	4,26E+14	4,79E+14	5,32E+14	Np-239	5,19E+15	5,84E+15	6,49E+15
Rh-105	2,67E+14	3,00E+14	3,33E+14	Pu-239	7,89E+10	8,88E+10	9,87E+10
Sb-129	8,78E+13	9,88E+13	1,10E+14	Pu-241	3,14E+13	3,54E+13	3,93E+13
Cs-134	3,69E+13	4,15E+13	4,61E+13	Am-241	2,88E+10	3,24E+10	3,60E+10
Cs-137	2,79E+13	3,14E+13	3,49E+13	Cm-242	8,78E+12	9,87E+12	1,10E+13
Ba-140	5,11E+14	5,74E+14	6,38E+14	Cm-244	5,20E+11	5,85E+11	6,50E+11

Tabel 3. Hasil perhitungan sourceterm ke lingkungan dari kecelakaan *severe accident* dengan asumsi *containment spray* tidak berfungsi

Kegagalan teras				Kegagalan teras			
Nuklida	50 %	60 %	70 %	Nuklida	50 %	60 %	70 %
Kr-85	1,53E+16	1,84E+16	2,14E+16	Te-132	2,50E+14	3,00E+14	3,50E+14
Kr-85m	4,51E+17	5,41E+17	6,32E+17	I-131	4,00E+16	4,80E+16	5,60E+16
Kr-88	1,26E+18	1,52E+18	1,77E+18	I-132	5,85E+16	7,02E+16	8,18E+16
Xe-133	1,94E+18	2,33E+18	2,71E+18	I-133	8,28E+16	9,94E+16	1,16E+17
Xe-135	8,49E+17	1,02E+18	1,19E+18	I-134	9,21E+16	1,10E+17	1,29E+17
Rb-86	2,48E+11	2,97E+11	3,47E+11	I-135	7,90E+16	9,48E+16	1,11E+17
Sr-89	1,80E+14	2,16E+14	2,52E+14	La-140	3,33E+14	3,99E+14	4,66E+14
Sr-90	1,32E+13	1,58E+13	1,84E+13	La-141	2,92E+14	3,51E+14	4,09E+14
Y-90	1,37E+13	1,64E+13	1,92E+13	La-142	2,86E+14	3,43E+14	4,00E+14
Zr-95	3,06E+14	3,68E+14	4,29E+14	Ce-141	2,86E+14	3,43E+14	4,00E+14
Zr-97	2,85E+14	3,42E+14	3,99E+14	Ce-143	2,75E+14	3,30E+14	3,85E+14
Nb-95	3,07E+14	3,69E+14	4,30E+14	Ce-144	2,13E+14	2,56E+14	2,99E+14
Mo-99	3,28E+14	3,93E+14	4,59E+14	Pr-143	2,70E+14	3,23E+14	3,77E+14
Tc-99m	2,88E+14	3,46E+14	4,03E+14	Nd-147	1,18E+14	1,41E+14	1,65E+14
Ru-103	2,66E+14	3,19E+14	3,72E+14	Np-239	3,25E+15	3,90E+15	4,55E+15
Ru-105	1,78E+14	2,13E+14	2,49E+14	Pu-238	3,98E+11	4,78E+11	5,57E+11
Sb-129	5,49E+13	6,59E+13	7,68E+13	Pu-241	1,96E+13	2,36E+13	2,75E+13
Cs-134	2,31E+13	2,77E+13	3,23E+13	Am-241	1,80E+10	2,16E+10	2,52E+10
Cs-137	1,74E+13	2,09E+13	2,44E+13	Cm-242	5,49E+12	6,58E+12	7,68E+12
Ba-140	3,19E+14	3,83E+14	4,47E+14	Cm-244	3,25E+11	3,90E+11	4,55E+11
Kegagalan teras				Kegagalan teras			
Nuklida	80 %	90%	100%	Nuklida	80 %	90%	100%
Kr-85	2.45E+16	2.76E+16	3.06E+16	Te-132	4.00E+14	4.50E+14	5.00E+14
Kr-85m	7.22E+17	8.12E+17	9.02E+17	I-131	6.40E+16	7.20E+16	8.00E+16
Kr-88	2.02E+18	2.27E+18	2.53E+18	I-132	9.35E+16	1.05E+17	1.17E+17
Xe-133	3.10E+18	3.49E+18	3.88E+18	I-133	1.33E+17	1.49E+17	1.66E+17
Xe-135	1.36E+18	1.53E+18	1.70E+18	I-134	1.47E+17	1.66E+17	1.84E+17
Rb-86	3.96E+11	4.46E+11	4.95E+11	I-135	1.26E+17	1.42E+17	1.58E+17
Sr-89	2.89E+14	3.25E+14	3.61E+14	La-140	5.32E+14	5.99E+14	6.65E+14
Sr-90	2.10E+13	2.37E+13	2.63E+13	La-141	4.68E+14	5.26E+14	5.85E+14
Y-90	2.19E+13	2.47E+13	2.74E+13	La-142	4.57E+14	5.14E+14	5.72E+14
Zr-95	4.90E+14	5.51E+14	6.13E+14	Ce-141	4.57E+14	5.14E+14	5.72E+14
Zr-97	4.56E+14	5.12E+14	5.69E+14	Ce-143	4.40E+14	4.95E+14	5.49E+14
Nb-95	4.92E+14	5.53E+14	6.15E+14	Ce-144	3.41E+14	3.84E+14	4.27E+14
Mo-99	5.25E+14	5.90E+14	6.56E+14	Pr-143	4.31E+14	4.85E+14	5.39E+14
Tc-99m	4.61E+14	5.18E+14	5.76E+14	Nd-147	1.89E+14	2.12E+14	2.36E+14
Ru-103	4.26E+14	4.79E+14	5.32E+14	Np-239	5.19E+15	5.84E+15	6.49E+15
Rh-105	2.67E+14	3.00E+14	3.33E+14	Pu-239	7.89E+10	8.88E+10	9.87E+10
Sb-129	8.78E+13	9.88E+13	1.10E+14	Pu-241	3.14E+13	3.54E+13	3.93E+13
Cs-134	3.69E+13	4.15E+13	4.61E+13	Am-241	2.88E+10	3.24E+10	3.60E+10
Cs-137	2.79E+13	3.14E+13	3.49E+13	Cm-242	8.78E+12	9.87E+12	1.10E+13
Ba-140	5.11E+14	5.74E+14	6.38E+14	Cm-244	5.20E+11	5.85E+11	6.50E+11

Suku Sumber ke Lingkungan

Perhitungan *source term* untuk kecelakaan parah mengikuti postulasi kecelakaan parah sesuai dengan yang tercantum dalam metodologi dengan asumsi mengakibatkan kegagalan teras lebih besar dari 50 %, dengan model simulasi untuk kondisi sistem *containment spray* pada kondisi berfungsi dan tidak berfungsi. Hasil perhitungan dicantumkan pada Tabel 2 dan 3.

Dari Tabel 2 aktivitas radionuklida produk fisi sebanding dengan prosentase kegagalan teras. Makin besar prosentase kegagalan teras mengakibatkan aktivitas radionuklida semakin besar. Sistem *containment spray* berfungsi untuk mengurangi aktivitas produk fisi terutama untuk nuklida Iodium dan logam metal yang akan lolos ke sistem cerobong dan selanjutnya ke atmosfer tapak. Sehingga data pada Tabel 3 dibandingkan dengan Tabel 2 aktivitas nuklida yang lolos ke atmosfer lingkungan lebih tinggi untuk skenario tanpa sistem *containment spray*.

Perhitungan Dosis

Perhitungan dosis individu efektif untuk postulasi kecelakaan parah ditampilkan pada Tabel 4. Perhitungan dosis disimulasikan untuk kondisi tapak spesifik dengan kondisi meteorologi dan lingkungan yang masing-masing tapak berbeda.

Perhitungan dosis yang diterima masyarakat pekerja radiasi yang berdomisili dalam radius 800 m yaitu dalam area eksklusi untuk kondisi kecelakaan parah berdasarkan tapak yang berbeda tercantum dalam Tabel 4. Sebanding dengan aktivitas produk fisi ke lingkungan yaitu aktivitas bertambah dengan naiknya prosentase kegagalan teras. Berfungsinya sistem *containment spray* akan mengurangi nuklida produk fisi terutama nuklida Iodine sehingga mengurangi penerimaan dosis. Untuk semua kondisi tapak, dosis individu efektif tertinggi diterima untuk tapak di Pesisir Serang.

Tabel 4. Dosis individu efektif (mSv/jam) untuk postulasi kecelakaan parah

	Dosis individu efektif (mSv/jam) asumsi sistem <i>spray containment</i> berfungsi					
	Kegagalan Teras					
	50%	60%	70%	80%	90%	100 %
S. Muria	2.22E+02	2.67E+02	3.11E+02	3.55E+02	4.07E+02	4.52E+02
Pesisir Serang	1.80E+03	2.17E+03	2.53E+03	2.89E+03	3.32E+03	3.68E+03
Tapak Stabilitas C	2.38E+02	2.87E+02	3.35E+02	3.82E+02	4.38E+02	4.86E+02
Tapak Stabilitas D	2.16E+02	2.60E+02	3.03E+02	3.46E+02	3.96E+02	4.40E+02
Tapak Stabilitas E2	3.30E+02	3.98E+02	4.63E+02	5.29E+02	5.99E+02	6.66E+02
Tapak Stabilitas E4	1.64E+02	1.98E+02	2.30E+02	2.63E+02	2.63E+02	3.31E+02
Tapak Stabilitas F2	2.58E+01	2.70E+01	3.15E+01	3.60E+01	4.14E+01	4.59E+01
Tapak Stabilitas F4	9.78E+01	1.18E+02	1.37E+02	1.57E+02	1.76E+02	1.96E+02
	Dosis individu efektif (mSv/jam) asumsi sistem <i>spray containment</i> tidak berfungsi					
	50%	60%	70%	80%	90%	100 %
S. Muria	3.01E+02	3.60E+02	4.20E+02	4.82E+02	5.49E+02	6.10E+02
Pesisir Serang	2.42E+03	2.90E+03	3.38E+03	3.88E+03	4.43E+03	4.92E+03
Tapak Stabilitas C	3.28E+02	3.93E+02	4.58E+02	5.25E+02	5.98E+02	6.64E+02
Tapak Stabilitas D	2.91E+02	3.49E+02	4.07E+02	4.69E+02	5.30E+02	5.90E+02
Tapak Stabilitas E2	4.01E+02	4.80E+02	5.61E+02	6.43E+02	7.26E+02	8.08E+02
Tapak Stabilitas E4	2.00E+02	2.39E+02	2.80E+02	3.20E+02	3.62E+02	4.03E+02
Tapak Stabilitas F2	2.15E+02	2.56E+02	3.00E+02	3.44E+02	3.86E+02	4.30E+02
Tapak Stabilitas F4	4.34E+01	1.32E+02	1.54E+02	1.76E+02	1.98E+02	2.21E+02

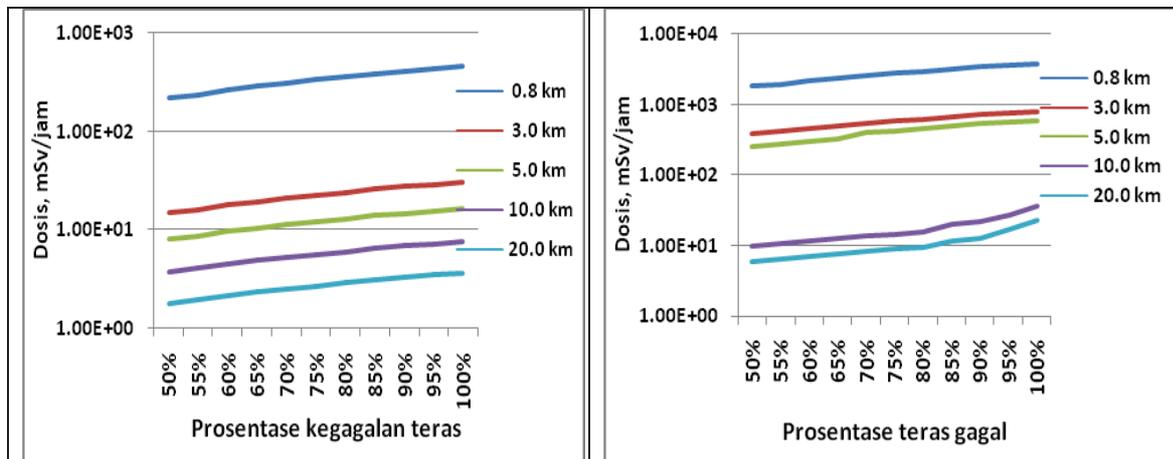
Analisis Backwards

Tapak Semenanjung Muria

Analisis *backwards* untuk tapak Semenanjung Muria untuk kondisi kecelakaan parah ditampilkan pada Gambar 3. Untuk kondisi kecelakaan parah besarnya dosis yang diterima sebanding dengan tingkat keparahan kegagalan teras dan jarak radius zona atau daerah domisili dari pusat lepasan.

Tapak Pesisir Serang

Analisis *backwards* untuk tapak Pesisir Serang untuk kondisi kecelakaan parah ditampilkan pada Gambar 4. Untuk postulasi kecelakaan dan tipe reaktor yang sama, perhitungan dosis yang diterima masyarakat di tapak Pesisir Serang lebih tinggi dibandingkan dengan Semenanjung Muria. Hal ini disebabkan selain kondisi cuaca dengan kecepatan angin dan stabilitas yang berbeda, parameter perhitungan dosis seperti topografi, produksi pertanian-peternakan dan konsumsi makanan lokal juga mempengaruhi perhitungan dosis. Dari sisi topografi perbedaan terbesar adalah tapak di Pesisir Serang luas area daratan lebih besar dibandingkan dengan dengan Semenanjung Muria. Dari sisi kondisi lingkungan untuk Pesisir Serang berbeda dengan Semenanjung Muria.

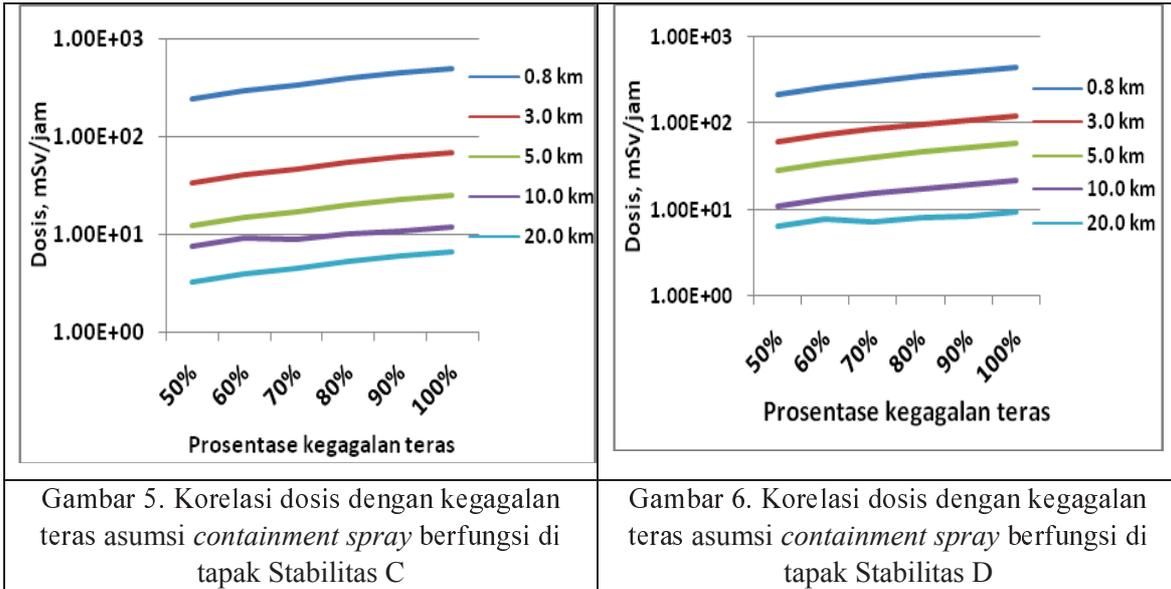


Gambar 3. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* berfungsi untuk tapak Semenanjung Muria

Gambar 4. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* berfungsi untuk tapak Pesisir Serang

Tapak Dengan Cuaca Stabilitas C

Analisis *backwards* untuk tapak dengan stabilitas tunggal yaitu stabilitas C untuk kondisi kecelakaan parah ditampilkan pada Gambar 5. Kondisi perhitungan adalah untuk kecepatan angin rata-rata 5 m/detik, kondisi topografi bukan landai (*roughness*).



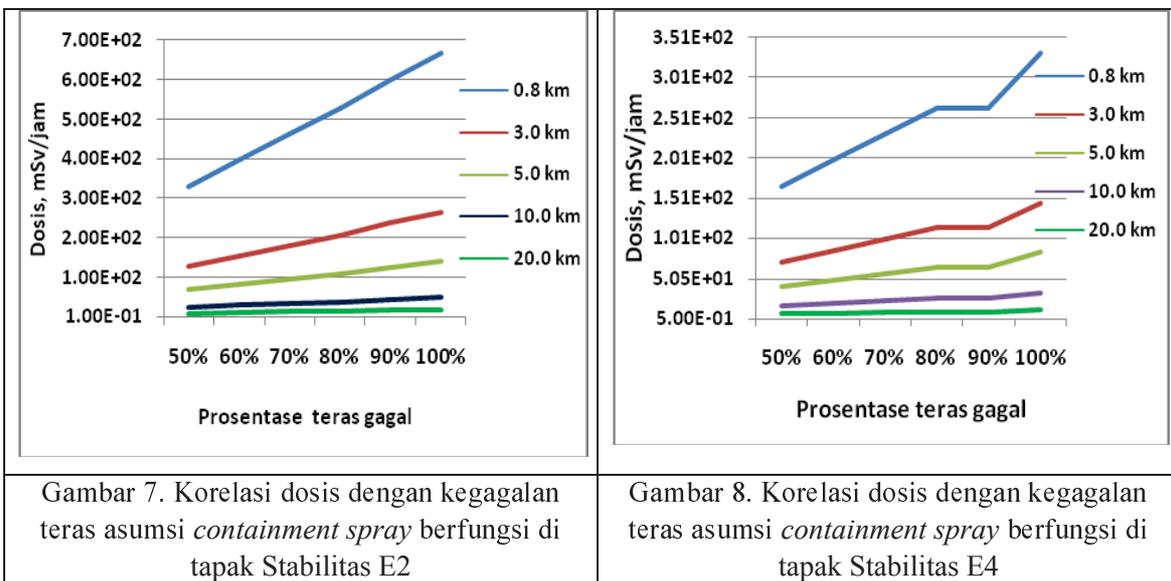
Tapak Dengan Cuaca Stabilitas D

Analisis *backwards* untuk tapak dengan stabilitas tunggal D untuk kondisi kecelakaan parah ditampilkan pada Gambar 6, kondisi perhitungan adalah untuk kecepatan angin rata-rata 5 m/detik, kondisi topografi bukan landai (*rougness*). Pola penurunan dosis dengan jarak radius yang sama untuk Stabilitas D lebih halus dibandingkan dengan pola Stabilitas C.

Tapak Dengan Cuaca Stabilitas E

Analisis *backwards* untuk tapak dengan stabilitas tunggal E dilakukan untuk 2 model tapak yaitu tapak dengan kecepatan angin 2 m/detik dan 4 m/detik, ditampilkan pada Gambar 7 dan 8.

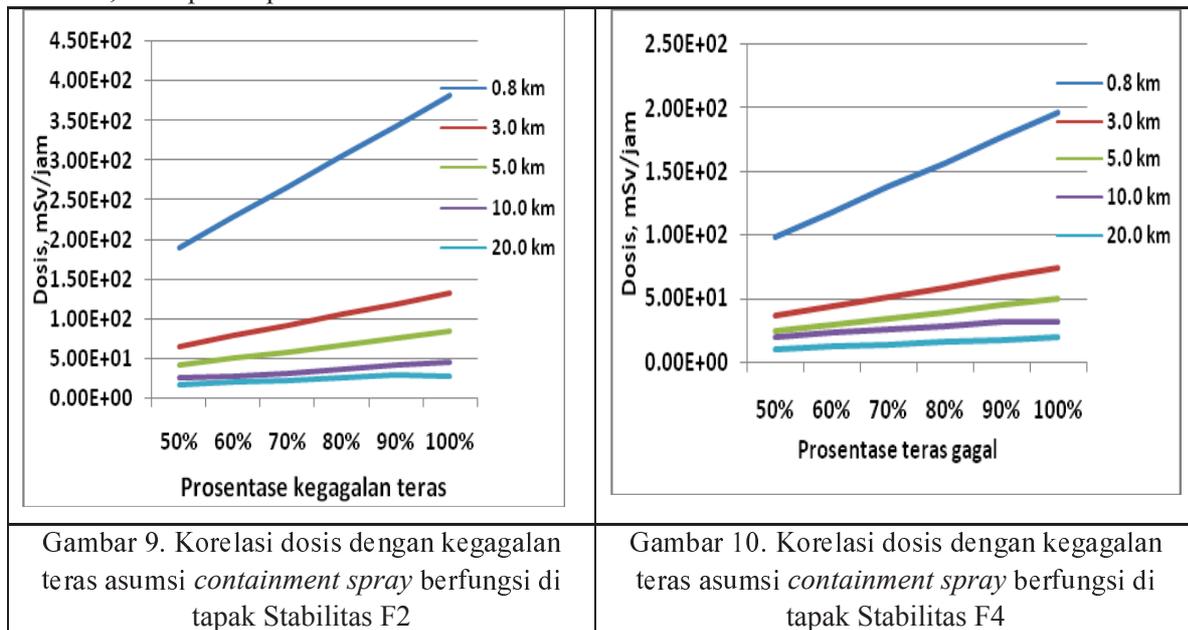
Stabilitas E termasuk kategori *slightly unstable* dengan ketinggian dispersi yang sama nilai koefisien dispersi horizontal (σ_y) bertambah dengan bertambahnya jarak radius horizontal. Bertambahnya angka koefisien σ_y mengikuti pola stabilitas lainnya seperti Stabilitas C dan D. Untuk koefisien dispersi vertikal pola nilai σ_z pada jarak radius ≥ 5 km penambahan nilainya menurun tajam, sehingga pola perhitungan dosis mengikuti pola dispersi udara Stabilitas E.



Dengan Stabilitas E yang sama tetapi kecepatan angin berbeda, pola dosis menjadi berbeda. Aktivitas dispersi radionuklida di atmosfer bertambah dengan berkurangnya kecepatan angin. Makin besar kecepatan angin, maka aktivitas radiasi akan makin rendah, sehingga secara umum untuk jarak yang sama penerimaan dosis pada kondisi cuaca yang didominasi Stabilitas E dengan kecepatan angin yang lebih kecil akan mengakibatkan penerimaan dosis lebih tinggi.

Tapak Dengan Cuaca Stabilitas F

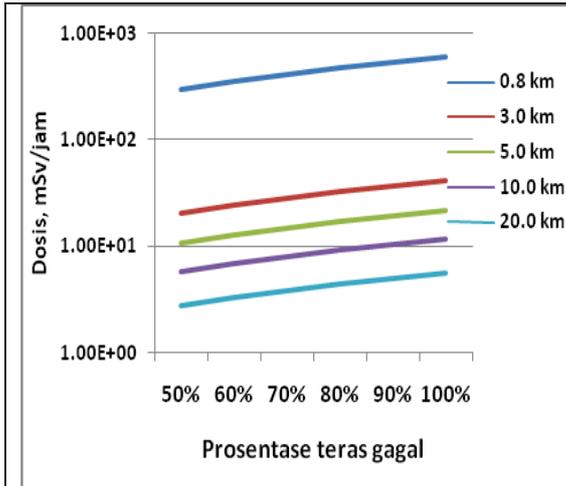
Analisis *backwards* untuk tapak dengan stabilitas tunggal F dilakukan untuk 2 model tapak yaitu tapak dengan kecepatan angin 2 m/detik, data ditampilkan pada Gambar 9. Untuk kecepatan angin 4 m/detik, ditampilkan pada Gambar 10.



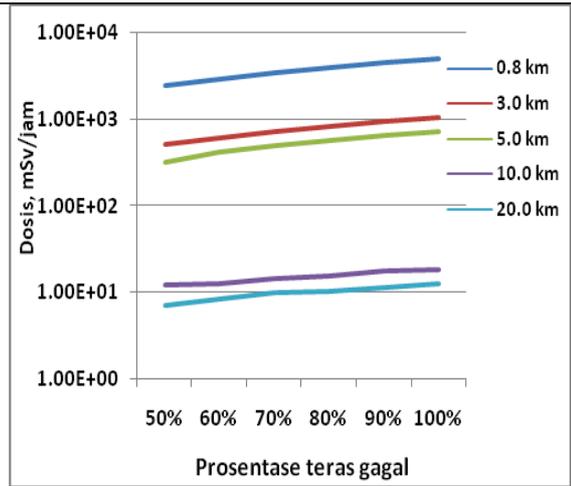
Perhitungan dosis pada Stabilitas F dengan kecepatan angin lebih besar (4 m/detik) nilainya lebih besar dibandingkan dengan Stabilitas F kecepatan angin 2 m/detik.

Kondisi Sistem *Containment Spray* Tidak Berfungsi

Containment spray secara signifikan akan mempengaruhi aktivitas produk fisi yang terdispersi ke lingkungan. Berfungsinya sistem *containment spray* akan mengurangi nuklida produk fisi terutama nuklida Iodine sehingga mengurangi aktivitas radionuklida produk fisi di lingkungan yang pada akhirnya mengurangi perhitungan penerimaan dosis yang diterima masyarakat di sekitar tapak reaktor. *Containment spray* umumnya akan berfungsi jika terjadi level kecelakaan parah, sehingga dalam analisis ditekankan pada kegagalan teras yang mencapai $\geq 50\%$. Hasil analisis ditampilkan pada Gambar 11 untuk tapak Semenanjung Muria, Gambar 12 untuk tapak Pesisir Serang, Gambar 13 untuk tapak dengan stabilitas C, Gambar 14 untuk tapak dengan stabilitas D, Gambar 15 dan Gambar 16 untuk Stabilitas E, serta Gambar 17 dan 18 untuk Stabilitas F.

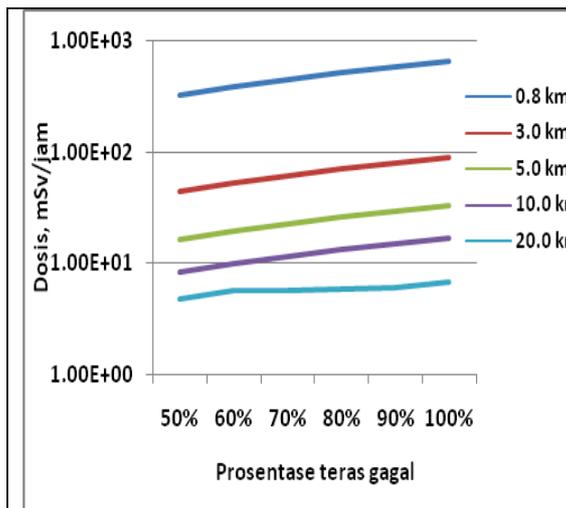


Gambar 11. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Semenanjung Muria

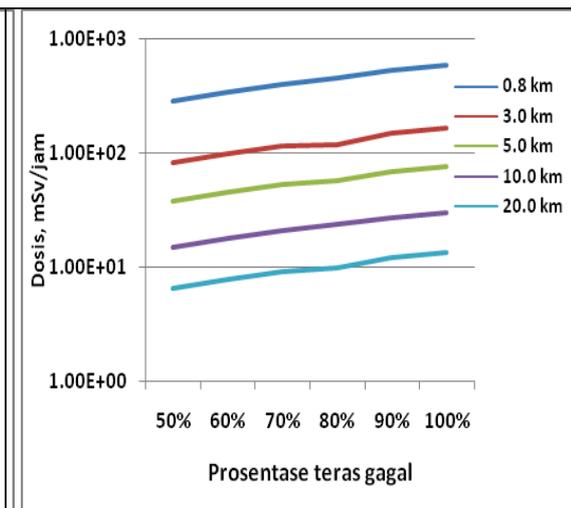


Gambar 12. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Pesisir Serang

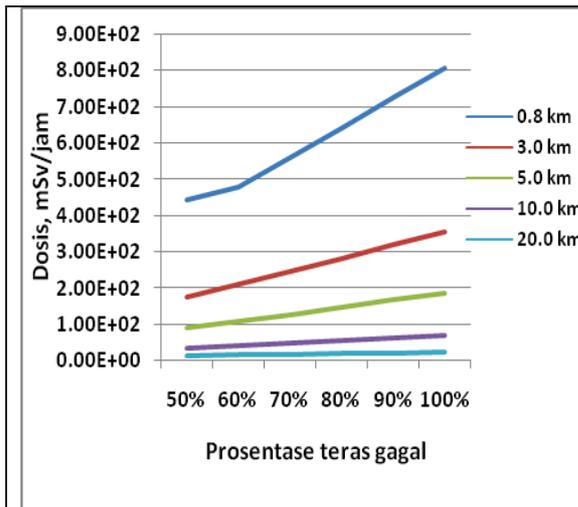
Dosis individu efektif untuk kecelakaan *severe accident* dengan *containment spray* tidak berfungsi mempunyai pola yang sama dengan jika *containment spray* berfungsi tetapi dengan besaran yang berbeda.



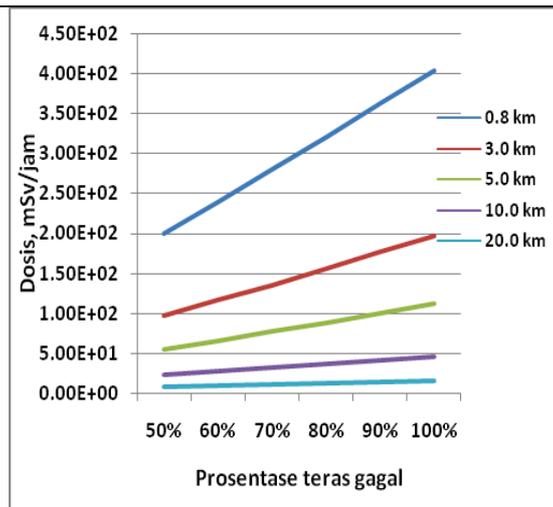
Gambar 13. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Stabilitas C



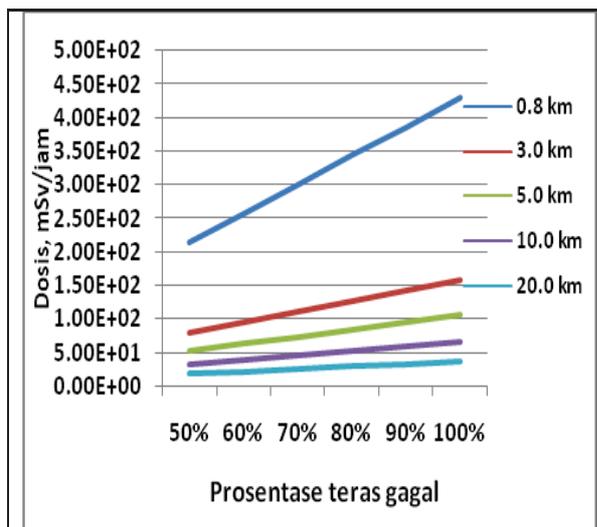
Gambar 14. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Stabilitas D



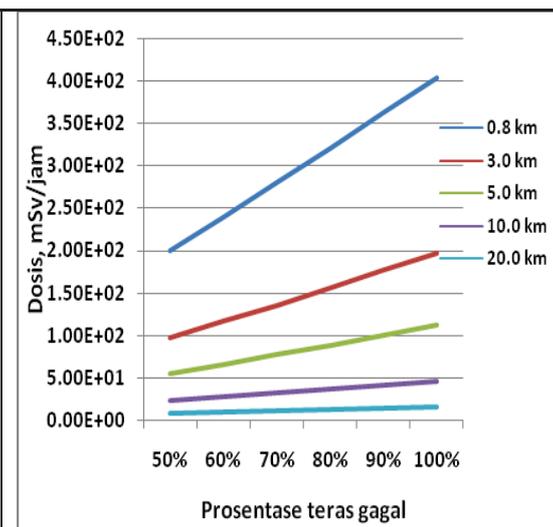
Gambar 15. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Stabilitas E2



Gambar 16. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Stabilitas E4



Gambar 17. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Stabilitas F2

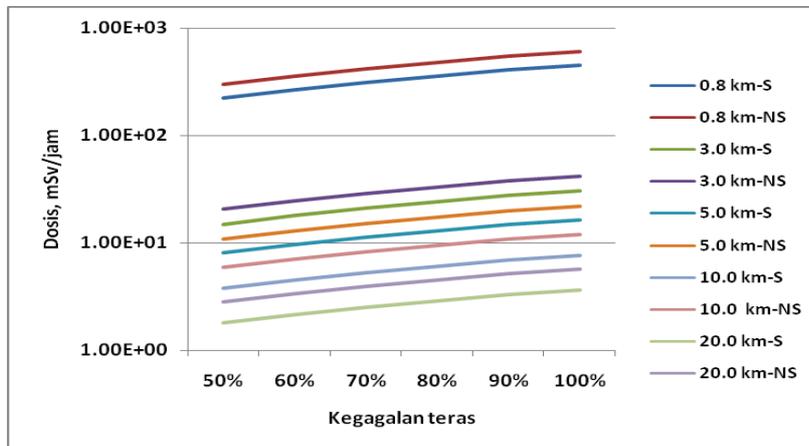


Gambar 18. Korelasi dosis dengan kegagalan teras asumsi *containment spray* tidak berfungsi di tapak Stabilitas F4

Berfungsinya *containment spray* yang mampu mengurangi aktivitas Iodine sampai 54 % (*release fraction Iodine* 0,46) akan berpengaruh terhadap aktivitas dispersi dan penerimaan dosis. Karena nuklida Iodine memberikan kontribusi besar terhadap penerimaan dosis, maka *spray* memberikan pengaruh yang signifikan terhadap besaran penerimaan dosis total. Untuk mengetahui kontribusi berfungsinya *spray* terhadap penerimaan dosis untuk contoh tapak Muria, dijelaskan pada Gambar 19. Untuk tapak yang sama, penerimaan dosis dari kecelakaan parah untuk jarak radius yang berbeda menunjukkan pengurangan yang signifikan. Dari perhitungan kasar, *spray* dapat mengurangi aktivitas radiasi mencapai 60 sampai 75 % dibandingkan tanpa *spray*, dengan pengurangan prosentase sebanding dengan bertambah jauhnya posisi dari reaktor.

Untuk menghindari kerancuan interpretasi 2 data analisis (tanpa dan dengan *spray*), maka basis data analisis harus selengkap mungkin, sehingga kekeliruan interpretasi dapat dihindari.

Membandingkan data analisis harus akurat, misalnya dilakukan untuk jenis reaktor dan kapasitas yang sama, tapak yang sama, dan posisi radius yang sama.



Gambar 19. Korelasi dosis dan kegagalan teras dengan asumsi *containment spray* berfungsi (S) dan tidak berfungsi (NS) untuk tapak Semenanjung Muria

Metode *backwards* atau hitung mundur adalah metode baru dengan prinsip mencari sebab dari akibat yang ditimbulkan. Kecelakaan parah reaktor mengakibatkan keterbatasan waktu untuk mencari sebab untuk menanggulangnya. Dalam prosedur manajemen kecelakaan parah, tindakan selanjutnya untuk memitigasi kecelakaan adalah dengan mengetahui sebab awal dari kecelakaan. Metode ini diperkenalkan untuk memulai mengetahui secara kasar sebab kecelakaan. Setiap kejadian kecelakaan parah, yang paling awal terukur adalah konsekuensi kecelakaan yaitu paparan radiasi di sekitar reaktor dan tapak. Paparan radiasi di lingkungan dominan disebabkan karena adanya lepasan produk hasil belah dari bahan bakar di teras reaktor. Adanya paparan radiasi yang besar di atas batas normal mengindikasikan adanya kegagalan bahan bakar atau teras reaktor. Berawal dari kecelakaan parah di Fukushima maka untuk mencari metode mengetahui keparahan suatu teras reaktor adalah dengan mencoba metode analisis *backwards* atau hitung mundur. Penelusuran lebih lanjut tentang sebab kecelakaan dilakukan setelah metode ini dilakukan. Berdasarkan pengalaman penulis, penerapan metode ini dalam waktu singkat (1 minggu) pada kecelakaan Fukushima menunjukkan hasil yang tidak jauh berbeda dengan kajian kecelakaan yang dilakukan IAEA sesudahnya (dalam waktu 6 bulan) dalam hal memutuskan tingkat keparahan teras reaktor di Fukushima[2,3]. Dari keseluruhan hasil analisis, analisis *backwards* dominan dipengaruhi oleh kondisi tapak terutama kondisi meteorologi dan kontur tapak. Hal ini disebabkan karena metode ini dimulai dari paparan radiasi di lingkungan yang sangat dipengaruhi oleh kondisi tapak.

Penerapan metode *backwards* untuk mengetahui tingkat keparahan teras reaktor sangat dipengaruhi oleh asumsi perhitungan suku sumber, skenario kecelakaan parah, kondisi meteorologi tapak (stabilitas dan kecepatan angin), dan topografi tapak. Pengurangan ketidakpastian dalam perhitungan bisa dikurangi dengan membuat variasi skenario kecelakaan, asumsi perhitungan sumber yang beragam, menggunakan paket program perhitungan yang bervariasi (RELAP-SCDAP, MAAP, MELCOR), dan perhitungan yang berulang. Karena perhitungan ini berdasarkan data dosis di lingkungan, maka kondisi tapak dan meteorologi harus menggunakan data yang akurat.

KESIMPULAN DAN SARAN

Analisis konsekuensi kecelakaan parah untuk reaktor daya PWR dengan metode *backwards* telah dilakukan untuk calon tapak potensial di Indonesia seperti Semenanjung Muria, Pesisir Serang,

tapak dengan stabilitas C, stabilitas D, stabilitas E, dan stabilitas F. Hasil dari perhitungan metode *backwards* dapat digunakan untuk mengetahui dan verifikasi keparahan kecelakaan suatu reaktor khususnya untuk reaktor PWR dengan kapasitas 1000 MWe untuk tapak di Indonesia. Untuk mengurangi ketidakpastian perhitungan, perlu dilakukan variasi model kecelakaan, melakukan pengulangan perhitungan, penggunaan metode perhitungan kecelakaan yang beragam, dan disimulasikan untuk berbagai contoh tapak.

UCAPAN TERIMAKASIH

Terimakasih kepada Kementerian Riset dan Teknologi atas bantuan dana lewat Program Insentif Peningkatan Kemampuan Peneliti dan Perekayasa tahun anggaran 2012, sehingga penelitian ini bisa dilaksanakan dengan lancar.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA, Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, Safety Guide, No. NS-G-2.15 ; 2009.
2. UNITED NATION. United Nations System-Wide Study on The Implications of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant, High - level Meeting on Nuclear Safety and Security convened by the Secretary - General, 22 September ; 2011.
3. Pande, M.U., Widodo, S, Setiyanto, The Assessment of Severe Accident Consequences for Verification of Core Damaged Based on Source term release on Fukushima Accident, IAEA consultant meeting on Harmonization and Integration Between SAMG and EOP, Daejeon; 2011.
4. Francesco, D. et al, The Fukushima Event: The Outline and the Technological Background, Science and Technology of Nuclear Installations, Article ID 507921; 2012. p. 25
5. IRSN, Research and Development with Regard to Severe Accidents in Pressurised Water Reactors: Summary and outlook-Rapport CEA-2007/351; 2007. p.19-25
6. B. Adroguer et al, Core Loss During a Severe Accident, COLOSS Project, COLOSS Final Synthesis Report, IRSNDPAM/Dir 04/0008 SAM-COLOSS-P078; 2003.
7. Abdul / CIPL, Severe Accident, retrieved from File Elsevier - Petrangeli / Pageproofs /3d / H6723-Ch05.3d .2005: 60/64
8. Paredes, G. E., et al, Severe Accident Analysis in Nuclear Power Plants, Science and Technology of Nuclear Installations. 2012;10: 1-2
9. Van Dorsselaere, J.P, et al, The European Research on Severe Accidents in Generation-II and - III Nuclear Power Plants, Science and Technology of Nuclear Installations . 2012; 20: 65-69
10. Park S. Y., and Kwang Il AHN, Uncertainty Analysis of the Fission Product Behaviors during Severe Accidents for a Typical PWR, Progress in NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY. 2011; 1: 448-451
11. Hiroshi Ujita, et. al., PWR and BWR plant analyses by Severe Accident Analysis Code SAMPSON for IMPACT Project, GENES4/ANP2003,;2003. p 2-8
12. Soffer, L. Et al. Accident Source term for Light Water Nuclear Power Plant, Final Report. NUREG-1465. US-NUREC. Washington ; 1995.
13. Origen 2, Ver 2.2, CCC – 371 - RSICC, Oak Ridge National Laboratory, Tennessee; 2002.