

PSA LEVEL 3 DAN IMPLEMENTASINYA PADA KAJIAN KESELAMATAN PWR

Pande Made Udiyani, Sri Kuntjoro, D. T. Sony Tjahyani
Pusat Teknologi dan Keselamatan Reaktor Nuklir-BATAN
Email: pmade-u@batan.go.id

Diterima editor 8 Januari 2014
Disetujui untuk publikasi 14 Februari 2014

ABSTRAK

PSA LEVEL 3 DAN IMPLEMENTASINYA PADA KAJIAN KESELAMATAN PWR. Kajian keselamatan PLTN menggunakan metodologi kajian probabilistik sangat penting selain kajian deterministik. Metodologi kajian menggunakan *Probabilistic Safety Assessment (PSA)* Level 3 diperlukan terutama untuk estimasi kecelakaan parah atau kecelakaan luar dasar desain PLTN. Metode ini banyak dilakukan setelah kejadian kecelakaan Fukushima. Dalam penelitian ini dilakukan implementasi PSA Level 3 pada kajian keselamatan PWR, postulasi kecelakaan luar dasar desain PWR AP-1000 dan disimulasikan di contoh tapak Bangka Barat. Rangkaian perhitungan yang dilakukan adalah: menghitung suku sumber dari kegagalan teras yang terjadi, pemodelan kondisi meteorologi tapak dan lingkungan, pemodelan jalur paparan, analisis dispersi radionuklida dan transportasi fenomena di lingkungan, analisis deposisi radionuklida, analisis dosis radiasi, analisis perlindungan & mitigasi, dan analisis risiko. Kajian menggunakan rangkaian subsistem pada perangkat lunak PC Cosyma. Hasil penelitian membuktikan bahwa implementasi metode kajian keselamatan PSA Level 3 sangat efektif dan komprehensif terhadap estimasi dampak, konsekuensi, risiko, kesiapsiagaan kedaruratan nuklir (*nuclear emergency preparedness*), dan manajemen kecelakaan reaktor terutama untuk kecelakaan parah atau kecelakaan luar dasar desain PLTN. Hasil kajian dapat digunakan sebagai umpan balik untuk kajian keselamatan PSA Level 1 dan PSA Level 2.

Kata Kunci: PSA level 3, kecelakaan, PWR

ABSTRACT

LEVEL 3 PSA AND IT'S IMPLEMENTATION FOR PWR ACCIDENT. *Reactor safety assessment of nuclear power plants using probabilistic assessment methodology is most important in addition to the deterministic assessment. The methodology of Level 3 Probabilistic Safety Assessment (PSA) is especially required to estimate severe accident or beyond design basis accidents of nuclear power plants. This method is carried out after the Fukushima accident. In this research, the postulations beyond design basis accidents of PWR AP - 1000 would be taken, and simulated at West Bangka sample site. The series of calculations performed are: calculate the source terms of the core damaged, modeling of meteorological conditions and environmental site, exposure pathway modeling, analysis of radionuclide dispersion and transport phenomena in the environment, radionuclide deposition analysis, analysis of radiation dose, protection & mitigation analysis, and risk analysis. The assessment uses a series of subsystems on PC Cosyma software. The results prove that the safety assessment using Level 3 PSA methodology is very effective and comprehensive estimate the impact, consequences, risks, nuclear emergency preparedness, and the reactor accident management especially for severe accidents or beyond design basis accidents of nuclear power plants. The results of the assessment can be used as a feedback to safety assessment of Level 1 PSA and Level 2 PSA*

Keywords: Level 3 PSA, accident, PWR

PENDAHULUAN

Kecelakaan reaktor Pembangkit Listrik Tenaga Nuklir (PLTN) di Fukushima dikategorikan sebagai kecelakaan parah atau kecelakaan luar dasar desain (BDBA-*Beyond Design Basis Accident*). Kajian terhadap penanganan dan mitigasi kecelakaan BDBA perlu untuk dianalisis lebih intensif belajar dari kejadian Fukushima. Pertimbangan dari kecelakaan luar dasar desain BDBA PLTN, merupakan komponen penting dari pendekatan pertahanan berlapis yang mendasari keselamatan nuklir. Kecelakaan BDBA didefinisikan sebagai kecelakaan yang lebih parah dibandingkan kecelakaan dasar desain yang dapat melibatkan degradasi bahan bakar teras reaktor secara signifikan. Selain mitigasi dan mengurangi konsekuensi radiasi, kajian terhadap kecelakaan BDBA juga dibuat untuk mencegah eskalasi kejadian menjadi kecelakaan parah, untuk mengurangi konsekuensi dari kecelakaan parah dan untuk mencapai keadaan stabil aman jangka panjang [1].

Standar Keselamatan IAEA *Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants* memberikan rekomendasi pada pemenuhan persyaratan untuk program manajemen kecelakaan untuk mencegah dan mengurangi konsekuensi dari kecelakaan luar dasar desain termasuk kecelakaan parah. Prinsip-prinsip panduan untuk desain dan pengoperasian PLTN persyaratan deterministik dengan implikasi bahwa jika kriteria deterministik terpenuhi, PLTN akan cukup aman, dan risiko lepasan radiologi tidak dapat diterima akan cukup rendah. Teknologi PSA (*Probabilistic Safety Assessment*) memberikan kemungkinan untuk menilai risiko dan konsekuensi dari kecelakaan PLTN tertentu. Penerapan teknik PSA untuk kecelakaan parah sangat penting terutama karena probabilitas sangat rendah terjadinya kecelakaan parah, tapi konsekuensi yang signifikan yang dihasilkan dari degradasi bahan bakar nuklir [2].

Kajian penggunaan PSA Level 3 terhadap suatu kecelakaan yang melibatkan degradasi teras dan lepasan produk fisi ke lingkungan sebelum terjadinya kecelakaan Fukushima sudah dilakukan, terbukti dengan beragamnya perangkat lunak perhitungan PSA Level 3 seperti ARANO (Filandia), CONDOR (UK-Inggris), COSYMA (CEC), LENA (Swedia), MACCS (USA), OSCAAR (Jepang), CRACIT and NUCRAC (USA), UFOMOD (Jerman) dan ALICE (Prancis). Setelah kejadian Fukushima metode PSA Level 3 dikembangkan lebih serius dan mendalam [3]. Penelitian tentang aplikasi metode PSA Level 3 yang banyak dilakukan hanya fokus pada salah satu subbagian dari PSA Level 3 khususnya dispersi luar tapak (*disperse off site*) dan konsekuensinya [4,5,6].

Tujuan penelitian adalah mengkaji implementasi metode PSA Level 3 terhadap kecelakaan PLTN, menganalisis konsekuensi dari kecelakaan PLTN menggunakan metode kajian PSA level 3 terhadap PWR-1000 yang disimulasikan mengalami kecelakaan BDBA pada contoh tapak di Indonesia. Metodologi penelitian adalah mensimulasikan kecelakaan luar dasar desain (BDBA) untuk PLTN PWR-1000, menghitung suku sumber dari kegagalan teras yang terjadi, pemodelan kondisi meteorologi tapak dan lingkungan, pemodelan jalur paparan, analisis dispersi radionuklida dan transportasi fenomena di lingkungan, analisis deposisi radionuklida, analisis dosis radiasi, analisis perlindungan & mitigasi, dan analisis risiko. Simulasi tapak dilakukan untuk Tapak Bangka Barat. Dalam penelitian ini, khusus untuk perhitungan kerugian ekonomi akibat kecelakaan sebagai kajian terakhir dari metode PSA level 3 tidak dilakukan, karena keterbatasan data ekonomi (terutama data tentang biaya biaya kedaruratan).

TEORI

Sebelumnya konsep keselamatan dan keamanan pembangkit listrik tenaga nuklir serta keputusan badan regulasi untuk perijinan didasarkan pada prinsip-prinsip deterministik seperti fitur keselamatan untuk mencegah atau mengontrol kondisi operasi normal dan insiden, hambatan pasif terhadap lepasan radioaktivitas, dan redundansi serta keragaman sistem keselamatan untuk menjamin keandalan yang tinggi. Keselamatan di desain dan perizinan tahap pengambilan keputusan didasarkan

pada verifikasi persyaratan teknis sebagaimana diatur dalam standar keselamatan. Analisis deterministik adalah analisis yang menggunakan pendekatan konservatif untuk keselamatan didasarkan pada situasi yang terbatas. Hasil analisis tersebut kemudian diperiksa terhadap target numerik, misalnya batas dosis atau seperangkat kriteria termasuk optimasi seperti prinsip ALARA. Pendekatan ini membutuhkan dua bahan, rangkaian peristiwa yang harus dipertimbangkan di satu sisi, dan di sisi lain, pemodelan fisik dan data teknis untuk menilai suatu kejadian [7].

Sedangkan Analisis Probabilistik: mengambil ketidakpastian dan sensitivitas menjadi pertimbangan. Sebuah analisis probabilistik dimulai dengan mendefinisikan efek akhir merugikan, dengan perkiraan probabilitas yang dicari. Efek tersebut dapat mencakup kerusakan potensial (misalnya kerusakan teras atau suku sumber potensial untuk pelepasan radioaktif ke lingkungan). Langkah berikutnya adalah mengidentifikasi kejadian awal yang relevan. Untuk setiap kejadian awal, urutan acara potensial dipetakan pemodelan jalur potensial untuk efek akhir merugikan.

Tabel 1. Pendekatan deterministik dan probabilistik untuk kajian dan analisis keselamatan [7].

	Pendekatan deterministik	Pendekatan probabilistik
Tujuan	Analisis efektivitas sistem keselamatan untuk mengendalikan kecelakaan yang dengan margin tambahan dan prinsip-prinsip deterministik	Analisis dan kuantifikasi kemungkinan kejadian awal dan urutan acara yang berkaitan dengan menggunakan kriteria keberhasilan yang realistis untuk sistem keamanan; kuantifikasi ketidakpastian dengan keandalan data
Kejadian awal	Terbatas untuk merancang kecelakaan dasar desain	Termasuk semua peristiwa potensial
Sistem reliabilitas	Sebuah kriteria tunggal kegagalan sering dianggap sebagai kriteria desain	Beberapa kegagalan
Perilaku operator	- Untuk $t < T$: tidak ada tindakan yang dipostulasikan ($T = 30$ menit) - Untuk $t > T$: diasumsikan adanya kesalahan operator	Kesalahan dalam diagnosis dan kesalahan eksekusi dipertimbangkan dalam urutan kecelakaan
Analisis	Asumsi konservatif	Asumsi realistik

Hasil akhirnya biasanya akan dipilih perkiraan probabilitas keseluruhan terjadinya efek akhir yang merugikan, dan identifikasi kejadian awal dan urutan yang dominan dalam hasil ini. Tujuan utama adalah untuk memeriksa tingkat keselamatan PLTN secara keseluruhan dan apakah ada atau tidak adanya perlindungan direkayasa dirancang untuk mengatasi insiden yang berkaitan keselamatan. Evaluasi harus dilakukan dengan mempertimbangkan nilai kuantitatif serta kualitatif hasil analisis, yang mencerminkan ketergantungan dan interaksi manusia. Interpretasi hasil meliputi ketidakpastian, sensitivitas dan analisis penting dalam cara yang memadai [7]. Perbedaan pendekatan deterministik dan probabilistik untuk kajian dan analisis keselamatan pembangkit nuklir terdapat pada Tabel 1.

Probabilistic Safety Assessment (PSA)

Probabilistic Safety Assessment (PSA) merupakan sebuah konsep dan alat bantu matematika untuk menurunkan perkiraan risiko secara numerik untuk instalasi nuklir dan instalasi industri (analisis risiko kuantitatif). PSA terdiri dari identifikasi semua urutan kecelakaan kondusif untuk kejadian dan menggabungkan probabilitas dari kejadian dasar yang mungkin memicu setiap urutan kejadian. Pendekatan deterministik bergantung pada asumsi konservatif, analisis serangkaian kesalahan yang dianggap melompat-lompat dan penerapan kriteria keamanan konvensional. Sebagai perbandingan, PSA dimulai dengan selengkap mungkin satu set kejadian awal dan bahayanya, dan bertujuan untuk mengidentifikasi semua urutan kecelakaan yang dapat menyebabkan kerusakan inti atau pelepasan radioaktivitas ke lingkungan. PSA ini menyediakan sebuah model yang terintegrasi yang

dikembangkan dengan menggunakan asumsi-estimasi terbaik, dan memberikan pandangan yang seimbang dari kepentingan relatif dari kejadian awal, kegagalan struktur, sistem, komponen dan kesalahan manusia dimodelkan dalam analisis [8].

Tujuan dan ruang lingkup PSA adalah: mengkaji level keselamatan instalasi dan mengidentifikasi hal yang paling efektif buat perbaikan; mengkaji level keselamatan instalasi dan membandingkannya dengan standar yang lengkap atau jelas; serta mengkaji level keselamatan instalasi untuk membantu pengoperasian instalasi (perbaikan spesifikasi teknis, model dan criteria untuk memantau keandalan pengoperasian atau saran manajemen operasi). Tujuan khusus PSA: Identifikasi rangkaian kecelakaan yang dominan, identifikasi sistem; komponen dan tindakan yang penting untuk keselamatan; kajian keterkaitan sistem dan manusia-mesin; identifikasi dan evaluasi isu keselamatan terbaru; analisis kecelakaan parah; keputusan pada penyetulan ulang bagian-bagian generik dan spesifik dari instalasi; modifikasi rancangan; prioritas pengaturan dan penelitian keselamatan; perbandingan dengan desain yang diterima; perbandingan dengan desain alternatif; evaluasi spesifikasi teknis instalasi dan kondisi batas pengoperasian; prioritas inspeksi atau pengujian; dan manajemen kecelakaan.

PSA diklasifikasikan menjadi 3 level yaitu: Level 1 meliputi kajian terhadap reliabilitas sistem, analisis skenario kecelakaan, dan estimasi *Core Damage Frequency* (CDF). Level 2 meliputi kajian terhadap reliabilitas pengungkung (*containment-CNMT*), analisis suku sumber, dan estimasi frekuensi kegagalan pengungkung (*containment-CNMT*). PSA Level 3 meliputi reliabilitas lingkungan, analisis transportasi pengungkung, estimasi konsekuensi dan resiko, serta estimasi kerugian ekonomi [2,8]. Klasifikasi PSA yang dilakukan dalam perhitungan disajikan dalam Tabel 2.

Tabel 2. Klasifikasi PSA menurut beban dan kejadian awal [9].

Beban	Kejadian awal	Level 1	Level 2	Level 3
Daya penuh	Kejadian internal	Kerusakan teras	Kerusakan pengungkung	Kerusakan lingkungan
	Kejadian eksternal	Kerusakan teras	Kerusakan pengungkung	Kerusakan lingkungan
<i>Shutdown / Partial Load</i>	Kejadian internal	Kerusakan bahan bakar atau teras	Kerusakan pengungkung	Kerusakan lingkungan
	Kejadian eksternal	Kerusakan bahan bakar atau teras	Kerusakan pengungkung	Kerusakan lingkungan

PSA Level 3

Tujuan dan ruang lingkup PSA Level 3: Dimulai dari aktivitas lepasan suku sumber ke lingkungan yang sudah diestimasi dan dipostulasikan di PSA Level 2. PSA Level 3 mengarah ke penilaian kecelakaan akibat probabilistik, dinyatakan dalam risiko kepada publik (konsekuensi radiologis dan ekonomi). Umumnya, hanya lepasan suku sumber ke atmosfer yang digunakan, karena lepasan ke lingkungan perairan memberikan kontribusi relatif kecil terhadap risiko secara keseluruhan.

Langkah-langkah dari metode PSA Level 3 adalah sebagai berikut: estimasi dan mendeskripsikan lepasan radionuklida (termasuk frekuensi) dari PSA Level 2 (suku sumber); memodelkan kondisi meteorologi tapak; memodelkan jalur paparan, distribusi penduduk, data pertanian dan ekonomi; analisis dispersi atmosfer dan deposisi permukaan; analisis risiko publik dari dispersi lepasan dengan mempertimbangkan kondisi meteorologi; analisis dosis radiasi; analisis perlindungan & mitigasi dosis radiasi dan analisis ekonomi.

Suku Sumber

Estimasi suku sumber berdasarkan postulasi kecelakaan yang sudah ditentukan. Informasi suku sumber PSA Level 3 untuk setiap katagori lepasan meliputi jenis dan aktivitas radionuklida, frekuensi dan distribusi, waktu dan durasi lepasan, energi lepasan, serta transportasi produk fisi dari bahan bakar sampai ke luar pengungkung. Pengelompokan produk fisi terdapat pada Tabel 3.

Tabel 3. Pengelompokan produk fisi [10]

Klasifikasi	Produk utama	Elemen
Gas mulia	Xe	He, Ne, Ar, Kr, Xe, Rn, H, N
Logam alkali	Cs	Li, Na, K, Rb, Cs, Fr, Cu
Alkali tanah	Ba	Be, Mg, Ca, Sr, Ba, Ra, Es, Fm
Halogen	I	F, Cl, Br, I, At
<i>Chalcogens</i>	Te	O, S, Se, Te, Po
<i>Platinoids</i>	Ru	Ru, Rh, Pd, Re, Os, Ir, Pt, Au, Ni
<i>Early transition elements</i>	Mo	V, Cr, Fe, Co, Mn, Nb, Mo, Tc, Ta, W
<i>Tetravalents</i>	Ce	Ti, Zr, Hf, Ce, Th, Pa, Np, Pu, C
<i>Trivalentes</i>	La	Al, Sc, T, La, Ac, Pr, Nd, Pm, Sm Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf

Dispersi dan Deposisi

Gas-gas, uap dan aerosol terbawa angin dan selama transportasi ini, puff atau plum secara vertikal dan horizontal akibat turbulensi atmosfer, dan umumnya diasumsikan bahwa puff memiliki profil Gaussian, ditandai dengan deviasi standar (tergantung pada kondisi meteorologi dan jarak). Dengan model dispersi atmosfer, untuk kondisi meteorologi tertentu di lokasi tertentu konsentrasi udara (dispersi) dan permukaan (deposisi). Data meteorologi dan pengambilan sampel data dicatat per jam untuk setidaknya satu tahun. Data meteorologi meliputi: kecepatan angin dan arah angin; intensitas hujan (atau indikasi tidak ada hujan); indikator turbulensi atmosfer, pada umumnya dalam bentuk kelas stabilitas, seperti kelas Pasquill - Gifford klasik dari A (tidak stabil) ke F (sangat stabil).

Kajian dosis

Jalur paparan utama, selama dan setelah dispersi atmosfer adalah: paparan eksternal dari atmosfer; paparan eksternal dari deposisi di tanah; paparan internal dari awan radioaktif (*cloudshine*); paparan internal oleh konsumsi bahan makanan yang terkontaminasi oleh deposisi kering dan basah. Untuk setiap jalur, koefisien dosis (atau faktor konversi dosis) yang diterbitkan oleh lembaga nasional atau oleh organisasi internasional (seperti ICRP atau IAEA) dapat digunakan untuk masing-masing radionuklida, dari konsentrasi dispersi dan deposisi untuk perhitungan dosis radiasi.

Rencana Tanggap Darurat/Tindakan Protektif (*Counter measures*)

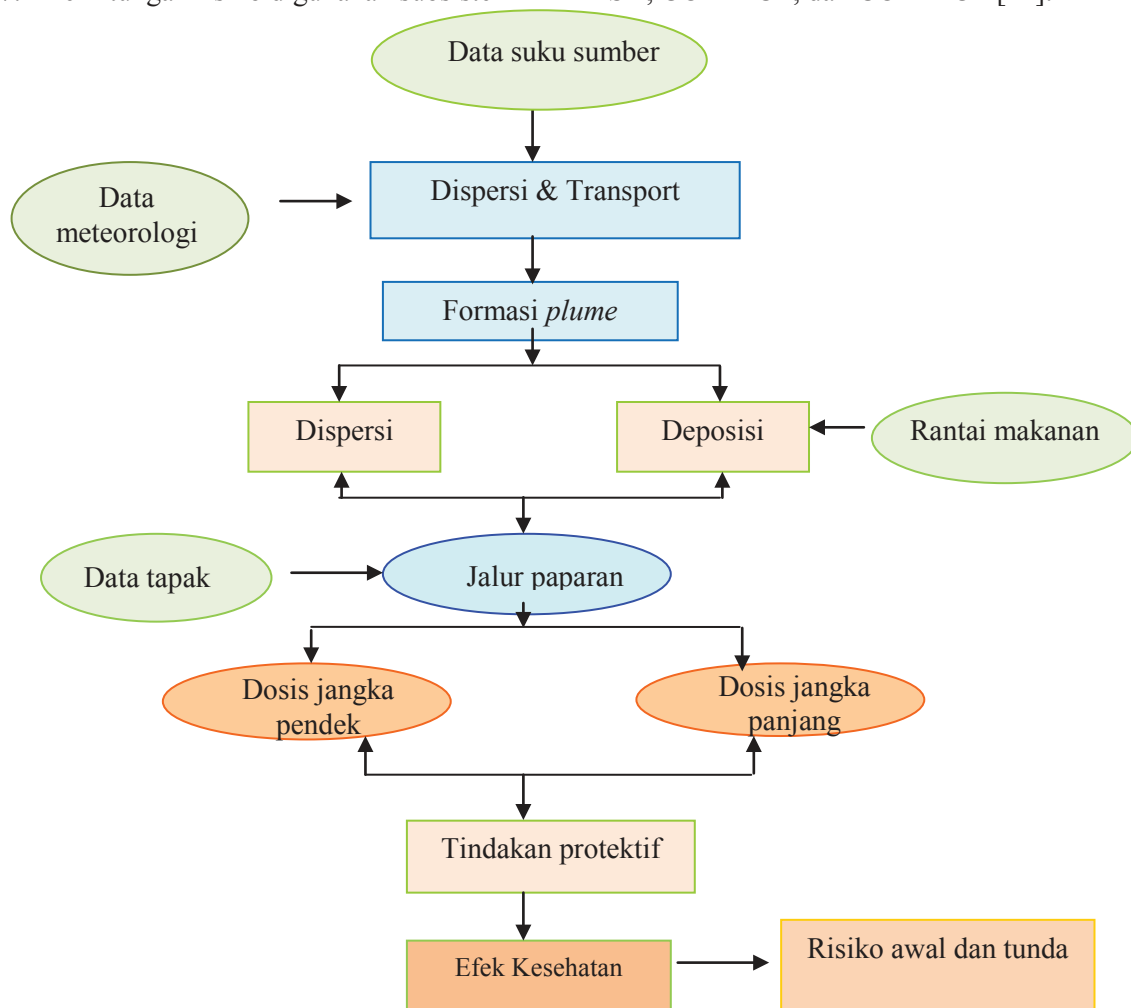
Untuk paparan eksternal dan untuk orang-orang di dalam ruangan, faktor perisai dapat diperhitungkan. Secara umum, efek dari tindakan protektif (seperti evakuasi, sheltering, pemberian tablet iodine, dekontaminasi, relokasi, larangan makanan) yang dapat diimplementasikan, menurut rencana tanggap darurat dan dengan waktu peringatan, dapat diperhitungkan dalam perhitungan dosis untuk berbagai interval waktu setelah awal kecelakaan. Penanggulangan jangka pendek meliputi sheltering, evakuasi, pemberian yodium stabil. Penanggulangan jangka panjang meliputi relokasi penduduk, dekontaminasi tanah (urban dan daerah pedesaan) dan larangan konsumsi makanan untuk berbagai periode waktu.

METODOLOGI

Metodologi penelitian ini mengikuti model implementasi PSA Level 3 sesuai dengan Gambar 1. Proses kajian metode PSA Level 3 adalah sebagai berikut:

1. Estimasi suku sumber digunakan hasil perhitungan untuk kecelakaan BDBA pada AP-1000, dengan postulasi kerusakan teras (*core damaged*) 50 %, nuklida ke pengungkup: gas mulia 100 %, I: 50 %, nuklida lainnya 1 %, pengurangan di sungkup untuk nuklida I = 0,46. Efisiensi filter

- di cerobong reaktor diambil untuk gas mulia 0 %, yodium (organik) 90 %, dan nuklida lainnya (Te, Cs, Rb) 99% [11].
2. Data meteorologi: kecepatan angin, arah angin, stabilitas cuaca, curah hujan dan solar radiasi yang diambil setiap jam untuk waktu 1 tahun berdasarkan data tapak Bangka Barat [12]. Data tapak lainnya seperti distribusi penduduk, produksi pertanian-peternakan, dan konsumsi penduduk diambil dari data BPS [13].
 3. Jalur paparan adalah: paparan eksternal dari atmosfer; paparan eksternal dari deposisi di tanah; paparan internal dari *cloudshine*; paparan internal oleh konsumsi bahan makanan yang terkontaminasi oleh deposisi kering dan basah.
 4. Perhitungan dispersi atmosfer menggunakan model *plume* Gaussian tersegmentasi, dihitung oleh subsistem ATMOS dan CONCERN dari PC Cosyma. Perhitungan dilakukan untuk setiap kelompok nuklida [14].
 5. Perhitungan dosis individu digunakan subsistem LATDOS (jangka panjang) dan EARLYDOS (jangka pendek). Untuk dosis kolektif digunakan subsistem COLDOSL [14].
 6. Perhitungan tindakan protektif digunakan subsistem PROTECE (jangka pendek) dan PROTECL (jangka panjang) menentukan tindakan protektif yang harus dilakukan, mencakup luasan daerah dan waktu. Sedangkan subsistem AMOUNTE dan AMOUNTL untuk estimasi tindakan protektif pembatasan makanan (*food banning*) yang dipengaruhi populasi, hasil pertanian dan peternakan [14].
 7. Perhitungan risiko digunakan subsistem LATRISK, COLLECE, dan COLLECL [14].



Gambar 1. Pemodelan simulasi PSA level 3 untuk kecelakaan PLTN [2]

HASIL DAN PEMBAHASAN

Hasil perhitungan PSA Level 3 meliputi aktivitas dispersi atmosfer dan konsentrasi deposisi permukaan tanah, penerimaan dosis individu dan kolektif, estimasi risiko, dan tindakan protektif yang diambil dari kondisi kecelakaan. Hasil perhitungan suku sumber yang digunakan sebagai input utama dari metode PSA Level 3 ditampilkan Tabel 4. Aktivitas dispersi pada Gambar 2, dan deposisi di Gambar 3. Hasil perhitungan dosis individu dan dosis kolektif ditampilkan pada Gambar 4 dan 5. Perhitungan risiko ditampilkan pada Gambar 6. Tindakan protektif terdapat pada Tabel 6 dan 7.

Perhitungan Suku Sumber

Perhitungan suku sumber berdasarkan postulasi yang diskenariokan yaitu kecelakaan luar dasar desain (BDBA) yang diasumsikan mengakibatkan 50 % teras gagal [11]. Perhitungan suku sumber dilakukan berdasarkan kajian pada tahap PSA Level 2. Hasil estimasi suku sumber ditampilkan pada Tabel 4. Estimasi suku sumber merupakan titik awal dari kajian dan analisis PSA Level 3, sehingga memerlukan ketelitian dalam penentuan postulasi dan skenario kecelakaan, serta pengambilan asumsi untuk mengkuantifikasi aktivitas suku sumber yang dihasilkan dari kajian pada Tahap PSA Level 2.

Tabel 4. Aktivitas suku sumber postulasi kecelakaan luar dasar desain (BDBA)

No.	Radionuklida	Produk fisi	Aktivitas (Bq)
1.	Gas Mulia	Xe-133	1.94E+18
2.	Logam alkali	Cs-137	1.74E+13
3.	Alkali tanah	Ba-140	3.19E+14
4.	Alkali tanah	Sr-90	1.32E+13
5.	Halogen	I-131	4.00E+16
6.	<i>Chalcogens</i>	Te-132	2.50E+14
7.	<i>Platinoids</i>	Ru-103	2.66E+14
8.	<i>Early transition elements</i>	Mo-99	3.28E+14
9.	<i>Tetravalents</i>	Ce-141	2.86E+14
10.	<i>Trivalentes</i>	La-140	3.33E+14

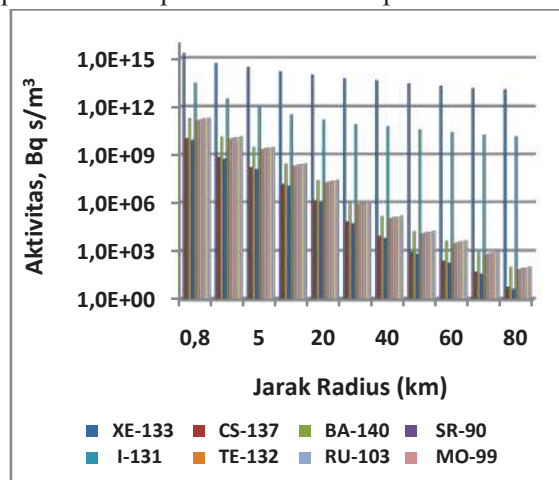
Aktivitas suku sumber pada Tabel 4, adalah aktivitas lepasan produk fisi ke atmosfer, yang dikelompokkan berdasarkan kriteria dari Tabel 3. Produk utama setiap kelompok diwakili oleh nuklida yang paling berperan, mempunyai aktivitas tinggi, waktu paruh panjang, dan mempunyai dampak dan toksisitas yang tinggi terhadap kehidupan manusia dan lingkungan. Sebagian besar dari nuklida produk fisi yang ke luar lingkungan mempunyai sifat mudah menguap atau volatil. Produk fisi gas mulia (*Noble gases*) adalah unsur inert yaitu unsur yang tidak bereaksi dan tidak berinteraksi terhadap materi, sehingga tidak bisa dihalangi dan dihambat dengan sistem filter. Aktivitas gas mulia hanya tergantung pada besarnya produk fisi yang lepas dari teras reaktor, sehingga aktivitas yang ke lingkungan tertinggi dibandingkan nuklida lainnya.

Produk fisi I-131 adalah nuklida yang termasuk memerlukan penanganan khusus sehingga aktivitas yang ke lingkungan se kecil mungkin. Tapi berdasarkan pengalaman selama ini, jika terjadi kecelakaan reaktor, nuklida ini akan memberikan dampak yang tinggi terhadap sumbangan penerimaan dosis. Karena bersifat sangat volatil, maka memerlukan sistem filter khusus yaitu filter HEPA yang dilengkapi dengan penangkap Yodium dari arang aktif (*charcoal*).

Aktivitas Dispersi Atmosfer dan Deposisi Permukaan

Suku sumber yang ke atmosfer membentuk plume sesuai dengan kondisi meteorologi, dan terdispersi di udara dan jatuh terdeposisi ke permukaan tanah. Parameter meteorologi yang berperan dalam pembentukan plume dan model dispersi adalah: kecepatan angin, arah angin, stabilitas cuaca, solar radiasi, dan curah hujan. Perbedaan kondisi parameter tersebut akan menghasilkan model plume yang berbeda, yang pada akhirnya akan menghasilkan pola dispersi dan deposisi di lingkungan tapak

yang berbeda. Gambar 2 menampilkan aktivitas dispersi produk fisi di atmosfer berdasarkan jenis nuklida produk fisi dan jarak radius dari bangunan reaktor. Gambar 3 menampilkan aktivitas deposisi produk fisi di permukaan tanah tapak.



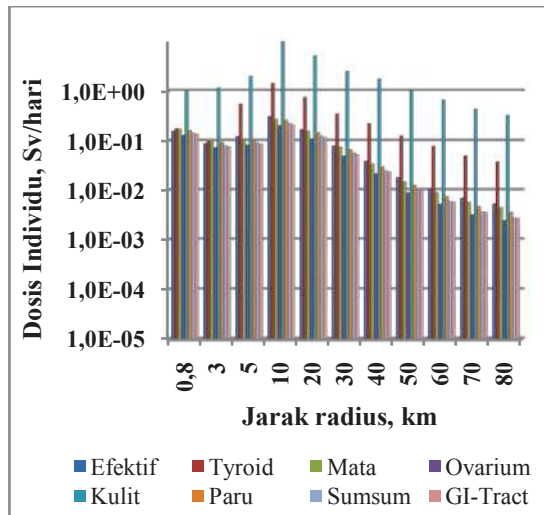
Gambar 2. Aktivitas dispersi produk fisi di atmosfer

Dari Gambar 2, aktivitas dispersi mempunyai kecenderungan mengecil sebanding dengan bertambahnya jarak radius dari pusat lepasan. Berdasarkan dari model plume Gaussian yaitu aktivitas dispersei *plume* dipengaruhi oleh jarak radius. Untuk kondisi meteorologi yang sama, maka aktivitas dispersi akan banyak dipengaruhi oleh jarak dispersi lepasan dari pusat lepasan dalam hal ini cerobong reaktor sebagai titik lepasan produk fisi. Aktivitas dispersi nuklida Xe-133 mempunyai aktivitas tertinggi dibandingkan nuklida lainnya, sebanding dengan besarnya suku sumber dari nuklida yang bersangkutan (Tabel 4). Begitu juga dengan aktivitas I-131 mempunyai aktivitas tinggi sesuai dengan suku sumber, selain itu Xe-133 adalah gas mulia dan I-131 dari Halogen mempunyai sifat yang mudah terdispersi dibandingkan unsur logam seperti Cs, Sr, dan Ba. Aktivitas dispersi secara umum dipengaruhi oleh besarnya suku sumber yang lepas ke lingkungan, juga dipengaruhi oleh kondisi meteorologi seperti stabilitas cuaca, kecepatan angin, curah hujan, dan solar radiasi.

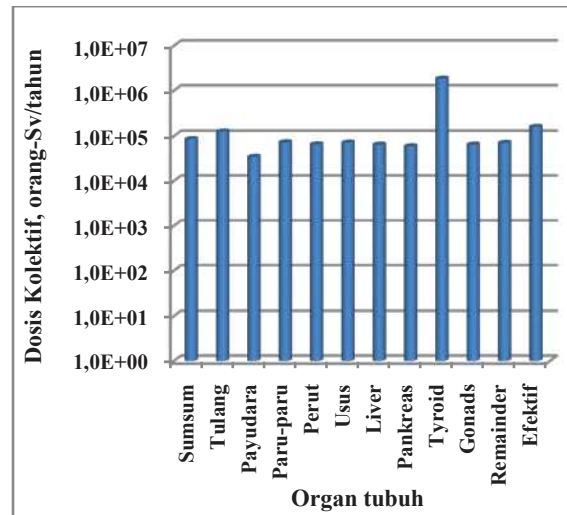
Dari Gambar 3, aktivitas deposisi produk fisi di permukaan tanah tertinggi untuk nuklida I-131 sebanding dengan aktivitas dispersi di atmosfer. Semua nuklida produk fisi selain gas mulia terdeposisi di permukaan tanah, terutama nuklida dari unsur logam. Nuklida dari unsur gas mulia tidak terdeposisi, karena sifat nuklidanya tidak akan berinteraksi dengan materi. Proses deposisi dipengaruhi oleh aktivitas nuklida yang terdispersi, sifat nuklida, curah hujan, dan kondisi tapak seperti kondisi tapak halus (tidak banyak pepohonan dan bangunan) atau tapak kasar (banyak pohon dan atau banyak bangunan).

Dosis Individu dan Dosis Kolektif

Estimasi dosis adalah salah satu rangkaian dari kajian metode PSA-Level 3. Perhitungan dosis yang diterima dari adanya lepasan produk fisi dilakukan berdasarkan aktivitas dispersi di atmosfer dan aktivitas deposisi di permukaan tanah. Melalui berbagai jalur dampak radiasi yang diterima makhluk hidup dapat dihitung dalam dosis radiasi untuk setiap organ tubuh tergantung pathway. Penerimaan dosis untuk paparan eksterna melalui penerima paparan langsung ke tubuh dari awan radioaktif (*cloudshine*) dan paparan dari aktivitas deposisi di permukaan tanah (*groundshine*). Dampak yang terjadi dari paparan langsung adalah untuk seluruh tubuh antara lain di kulit, mata, dan tulang permukaan. Penerimaan dosis untuk paparan interna melalui paparan lewat inhalasi, imersi langsung ke kulit, dan melalui jalur *food stuff* (makanan dan minuman).



Gambar 4. Distribusi dosis individu yang diterima



Gambar 5. Distribusi dosis kolektif area radius 3 km (di luar daerah eksklusif)

Dampak yang ditimbulkan dari paparan interna menyerang kelenjar tubuh seperti kelenjar tyroid dan paru-paru (inhalasi), kulit dan tulang (imersi), lambung, sumsum dan tulang, dan organ di dalam tubuh. Distribusi penerimaan dosis individu berdasarkan organ tubuh dan jarak radius ditampilkan di Gambar 4, sedangkan untuk dosis kolektif ditampilkan di Gambar 5. Distribusi penduduk dalam radius terdapat pada Tabel 5.

Dari Gambar 4, dosis efektif yaitu penerimaan untuk seluruh tubuh tertinggi dibandingkan penerimaan di sebagian organ tubuh, karena dosis efektif individu merupakan akumulasi penerimaan dosis untuk seluruh organ tubuh. Untuk organ tubuh kelenjar *tyroid*, penerimaan dosis tinggi karena aktivitas I-131 yang terdispersi dan terdeposisi (Gambar 2 dan 3). Dampak radiasi pada kelenjar *tyroid* diperoleh melalui jalur interna inhalasi dan ingesti melalui rantai makanan *food chain*.

Estimasi dosis kolektif dilakukan dengan mengkalikan dosis individu jangka panjang pada organ dengan distribusi penduduk di sekitar tapak (Tabel 5). Menurut ICRP 63/1992 [15] batas dosis kolektif efektif untuk kondisi kecelakaan nuklir adalah 1,00E+04 orang Sv/tahun. Untuk memenuhi batasan dosis kolektif dilakukan tindakan protektif dengan dua alternatif yaitu mengurangi paparan radiasi dan atau mengurangi masyarakat yang terkena paparan.

Tabel 5. Distribusi penduduk di dalam radius (km)

Radius (km)	Penduduk (orang)	Radius (km)	Penduduk (orang)	Radius (km)	Penduduk (orang)	Radius (km)	Penduduk (orang)
1	65701	6	4319	12	2721	50	34833
2	45696	7	5102	15	3762	60	20182
3	116476	8	4619	20	6800	70	24766
4	26648	9	3319	30	16545	80	14196
5	2950	10	3714	40	8661		

Tindakan Protektif (*Countermeasure*)

Sejumlah tindakan protektif dapat/harus diambil setelah kecelakaan berdasarkan waktu implementasi yang diambil dalam penerapan mitigasi dampak kecelakaan, *short term countermeasure* (yaitu tindakan protektif jangka pendek) dan *long term countermeasure* (tindakan protektif jangka panjang)[6]. Tindakan protektif jangka pendek adalah tindakan segera setelah terjadinya lepasan radioaktif ke lingkungan akibat terjadinya kecelakaan nuklir. Tujuan utama dari tindakan ini adalah membatasi sesegera mungkin paparan radiasi pada masyarakat baik itu radiasi interna maupun radiasi

eksterna untuk melindungi manusia dari efek radiasi deterministik dan membatasi resiko dampak stokastik. Tindakan protektif jangka pendek meliputi: *sheltering*, pemberian tablet Yodium, evakuasi, dan dekontaminasi manusia pada Tabel 6.

Tabel 6. Tindakan protektif jangka pendek

No.	Jarak radius (km)	Dosis individu efektif untuk jangka pendek (mSv)		
		Evakuasi	<i>Sheltering</i>	Pemberian tablet Yodium
1	0.8	4.86,00	-	412,00
2	3	248,00	-	293,00
3	5	226,00	-	108,01
4	10	92,20	92,20	32,70
5	20	-	90,00	-
6	30	-	9,300	-

Menurut acuan ICRP 63/1992 [15], tindakan evakuasi diambil jika penerimaan dosis efektif untuk evakuasi melebihi 50 mSv, tindakan *sheltering* direkomendasikan jika dosis efektif 10-50 mSv, dan pemberian tablet Yodium pada kondisi penerimaan dosis 50 mSv. Jangka waktu tindakan protektif tersebut diambil berdasarkan pengurangan dosis setelah dilakukan mitigasi dan tindakan penanggulangan kecelakaan yang diikuti dengan pengukuran riil yang terjadi di daerah tapak yang terkontaminasi. Hasil perhitungan dan estimasi pada Tabel 6 adalah: untuk area daerah eksklusi < 0,8 km evakuasi dilakukan dalam rentang waktu > 1 tahun; pada radius di luar area eksklusi sampai 5 km dilakukan evakuasi dalam rentang waktu 6 bulan-satu tahun; dan radius 5 -10 km dilakukan evakuasi dalam rentang waktu 3 bulan.

Tindakan *sheltering* dilakukan pada jarak radius 10-30 km dalam rentang waktu 1 minggu sampai 1 bulan. Pemberian tablet Yodium diberikan untuk masyarakat sebelum evakuasi (radius 5-10 km) dan yang berada dalam kondisi *sheltering* (10-30 km) dalam rentang waktu 1 minggu. Tindakan dekontaminasi manusia diambil setelah dilakukan pengukuran.

Tindakan protektif yang masuk dalam kategori tindakan jangka panjang adalah tindakan relokasi, dekontaminasi area, dan pembatasan bahan makanan dan minuman yang dihasilkan dari daerah yang terkontaminasi akibat kecelakaan PLTN (*food banning*). Hasil estimasi tindakan protektif jangka panjang (*longterm countermeasure*) ditampilkan di Tabel 7. Tindakan relokasi diambil jika kondisi tapak menunjukkan penerimaan dosis radiasi mencapai 100 mSv/tahun. Hasil estimasi untuk tindakan relokasi adalah: untuk daerah eksklusi diambil dalam rentang waktu > 1 tahun; area dalam radius sampai 5 km dilakukan relokasi selama waktu sampai 1 tahun; area radius 10 km dalam rentang waktu satu sampai 3 bulan.

Tabel 7. Tindakan protektif jangka panjang

No.	Jarak radius (km)	Dosis individu efektif untuk jangka panjang (dosis efektif mSv/tahun)	
		Relokasi	Pembatasan makanan (waktu)
1	0.8	248,00	Susu (> 10 tahun), daging (>1 tahun), produk gandum, kentang, sayuran berdaun (1 tahun),
2	3	226,00	Susu 1 tahun), daging (6 bulan), produk gandum, kentang, sayuran berdaun (6 bulan),
3	5	136,00	Susu 1 tahun), daging (6 bulan), produk gandum, kentang, sayuran berdaun (6 bulan),
4	10	92,20	Susu, daging (1 minggu), sayuran berdaun, produk gandum, kentang, (6 bulan)
5	20	-	sayuran berdaun dan <i>Non- leafy vegetable</i> (1 bulan)
6	30	-	sayuran berdaun dan <i>Non- leafy vegetable</i> (1 minggu)
7	40	-	sayuran berdaun dan <i>Non- leafy vegetable</i> (1 minggu)

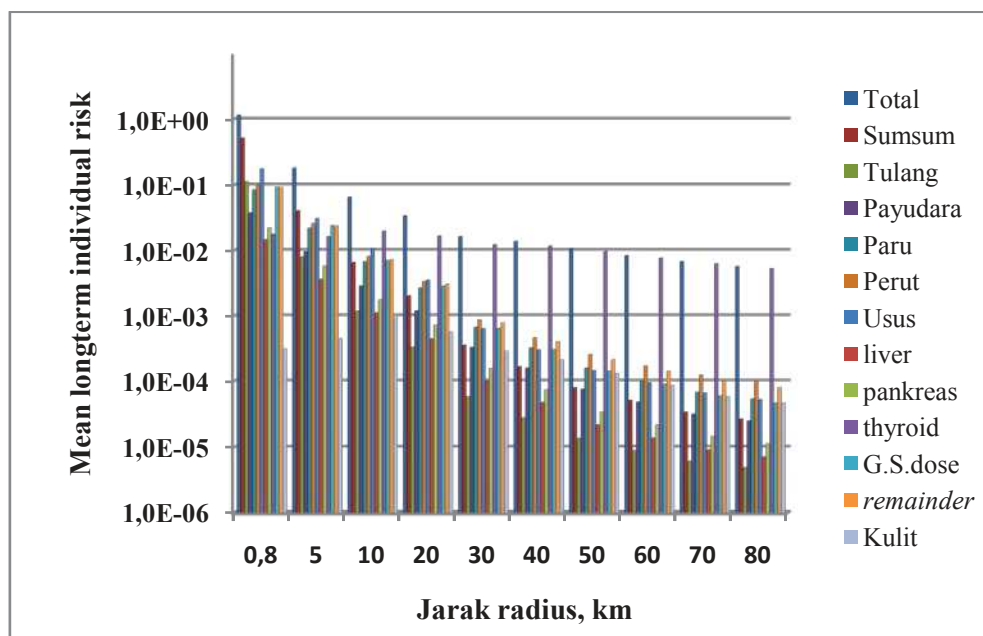
Tindakan pembatasan produk pertanian dan peternakan di area tapak yang terkontaminasi dilakukan berdasarkan kondisi lingkungan produksi pertanian dan peternakan di area tapak. Estimasi

tindakan protektif ini sangat bergantung pada kondisi lingkungan dan konsumsi penduduk terhadap produk lokal yang terkontaminasi. Pembatasan makanan dan minuman produk lokal meliputi susu, daging (sapi, babi, atau kambing), produk gandum (*grain product*) termasuk padi, kentang dan ubi, sayuran berdaun (*leafy vegetable*), dan yang bukan merupakan sayuran hijau. Rentang waktu pembatasan makanan dipengaruhi oleh besarnya aktivitas kontaminasi dan masa panen produk pertanian dan peternakan. Hasil estimasi: area dalam radius 10 km dilakukan pembatasan seluruh produk pertanian dan peternakan lokal dalam jangka waktu berbeda (Tabel 7), dan untuk area dalam radius 10 - 40 km, pembatasan dilakukan untuk sayuran hijau dan sayuran lainnya.

Estimasi Risiko

Risiko radiasi adalah: Akibat yang diterima dari kebolehjadian dampak dan penerimaan konsekuensi yang terjadi terkait dengan paparan aktual atau potensial. Risiko radiasi berkaitan dengan kebolehjadian timbulnya dampak dan besarnya konsekuensi dampak yang akan diterima. Estimasi risiko yang dihasilkan dari penelitian ditampilkan pada Gambar 6, yaitu risiko individu jangka panjang rata-rata berdasarkan jarak radius dan organ tubuh. Sebanding dengan data dari Gambar 2, 3 dan 4, risiko tertinggi diterima organ tubuh tiroid. Risiko dari kecelakaan PLTN menunjukkan kecenderungan menurun dengan bertambahnya jarak radius dari pusat lepasan bangunan reaktor sesuai dengan penurunan dosis.

Terlihat pada Gambar 6 bahwa pada jarak radius 0,8 km, risiko individu mencapai 1 yang artinya setiap orang yang berada di dalam radius tersebut pasti akan terkena dampak radiasi dengan nilai dosis seperti ditampilkan pada Gambar 4. Pada area ini (daerah eksklusi) hanya pekerja radiasi yang diperbolehkan, sedangkan yang bukan pekerja radiasi di evakuasi ke luar area ini. Dengan berbagai perlindungan maka pekerja radiasi dikondisikan agar tidak menerima paparan radiasi berlebih dari yang disyaratkan oleh regulasi.



Gambar 6. Risiko individu jangka panjang rata-rata

Implementasi metode kajian PSA-Level 3 sangat efektif dan komprehensif terhadap kecelakaan PLTN terutama untuk estimasi dampak dan risiko yang timbul. Metode kajian PSA Level 3 dapat digunakan untuk penentuan manajemen kecelakaan reaktor terutama untuk pembuatan petunjuk manajemen kecelakaan parah SAMG (*Severer Accident Management Guidelines*). Hasil kajian PSA

Level 3 dapat merupakan umpan balik dari kajian PSA Level 1 dan 2 dan perancangan reaktor. Ketidakpastian perhitungan diperoleh dari estimasi suku sumber (postulasi kecelakaan, asumsi, dan skenario kecelakaan); pengambilan data meteorologi dan lingkungan yang tidak lengkap, dan pembuatan data input yang tidak cermat. Ketidakpastian dapat dikurangi dengan melakukan perhitungan dan simulasi yang beragam dan berulang, dan perbandingan hasil estimasi dengan kondisi kecelakaan PLTN yang sejenis.

KESIMPULAN

Implementasi metode kajian keselamatan PSA Level 3 sangat efektif dan komprehensif terhadap estimasi dampak, konsekuensi, risiko, kesiapsiagaan nuklir (*nuclear emergency preparedness*), dan manajemen kecelakaan reaktor terutama untuk kecelakaan parah atau kecelakaan luar dasar desain PLTN. Dengan melakukan kajian PSA Level 3, maka kajian terhadap keselamatan khususnya keselamatan reaktor PSA Level 1 dan 2 dapat berlanjut. Hasil kajian dapat digunakan sebagai umpan balik kajian keselamatan PSA Level 1 dan 2, serta desain reaktor.

DAFTAR PUSTAKA

1. IAEA-SG, Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants, IAEA - Safety Guide - NS-G-2.15, Vienna; 2009
2. Mitsumasa, H. Power Reactor Panel, Standards Committee, AESJ, Progress of Preparation of PSA-Related Standards by AESJ; 2005
3. Karanta, I., Level 3 PSA from a software architecture point of view, Research Report, VTT-R-01071-13, VTT Technical Research Centre of Finland; 2013, p. 1-14
4. Caldwell, A. Addressing off-site consequence criteria using level 3 probabilistic, 2008
5. Safety assessment. MSc Thesis, KTH Royal Institute of Technology, Sweden. Report TRITA-FYS 2012:32, 2012.
6. Pande, M.U., Kuntjoro S., Pane J.S., Analisis Kecelakaan Parah pada Pressurized Water Reaktor dengan Backwards Method, J. Tek. Reaktor. Nukl. Vol. 15 No.1 Februari 2013, Hal. 12-26
7. 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
8. Berg, H.P. Probabilistic and deterministic approaches: Taking Advantage of the Right Mix, The EUROSAFE Forum ; Paris, 2008
9. Röwekamp, M., et all. Probabilistic safety assesement: Going Beyond Design Limits, IRSN, Paris, 2008, p.7-9.
10. Yang, J.E., Ha, J.J, Chang, S.H, PSA Classification (Introduction to Probabilistic Safety Assessment), KAERI, Daejeon, 2009.
11. Wooldridge, C., PCSR – Sub-chapter 15.0 – Safety requirements and PSA objectives, UKEPR-0002-150 Issue 02, Approved for AREVA, France, 2009.
12. IRSN, Research and Development with Regard to Severe Accidents in Pressurised Water Reactors, Summary and Outlook, Rapport IRSN-France; 2007.
13. BMKG. Data meteorologi Bangka. Pangkal Pinang; 2012.
14. BPS. Data kependudukan Provinsi Bangka; 2012.
15. European Commission. PC Cosyma, version 2.0. User Guide, National Radiological Protection Board, Forschungszentrum Karlsruhe GmbH; 1995

16. ICRP. Principles for intervention for protection of the public in radiological emergency, ICRP No. 63; 1992.
17. Homma, T. Level 3 PSA, accident consequence assesment methodology and its applications. Safety Analysis Laboratory; 2005.